



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

---

FACULTAD DE INGENIERÍA

ANÁLISIS DEL REACTOR NUCLEAR RUSO  
VVER-1000 MEDIANTE UN SIMULADOR

TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:  
INGENIERO ELÉCTRICO-ELECTRÓNICO

PRESENTA: ALONSO LÓPEZ-PENICHE SORDO

DIRECTOR DE TESIS: M.C. EDGAR SALAZAR SALAZAR



MÉXICO, DISTRITO FEDERAL

2013



Dedico este trabajo a mi familia y a mis amigos.

## **Agradecimientos**

A la Universidad Nacional Autónoma de México y a la Facultad de Ingeniería,  
por los valores que me inculcaron y por los conocimientos recibidos.

Al M.C. Edgar Salazar Salazar,  
por su gran apoyo y por haber aceptado dirigir este trabajo.

A los miembros del jurado:  
Dr. Carlos Chávez Mercado,  
Dr. Juan Luis François Lacouture,  
Dr. Jaime Baltazar Morales Sandoval,  
Dr. Arturo Guillermo Reinking Cejudo,  
por sus razonables comentarios y sugerencias.

Gracias al M.I. José Antonio Aguirre Balcells,  
al Ing. César Maximiliano López-Portillo Alcérreca  
y al M.I. Manuel de Jesús Vacío González,  
por haberme motivado para concluir esta etapa de mi vida.

A mis grandes amigos y maestros:  
Ing. Roberto Brown Brown,  
Ing. Rubén Monroy Díaz,  
por toda la confianza y sus palabras de aliento.

# **Índice General**

<b>Introducción.....</b>	<b>viii</b>
<b>Capítulo 1: El Reactor Nuclear Ruso VVER-1000.....</b>	<b>1</b>
1.1. Antecedentes.....	1
1.1.1. Energía nuclear.....	1
1.1.2. Reactores nucleares de agua ligera.....	2
1.2. Ciclo de un Reactor VVER-1000.....	4
1.3. Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (NSSS).....	7
1.3.1. Reactor.....	7
1.3.2. Núcleo del reactor.....	9
1.3.3. Bombas de circulación principal.....	10
1.3.4. Generadores de vapor.....	10
1.3.5. Sistema de compensación de presión.....	12
1.3.6. Sistema de alimentación y purga del circuito primario.....	16
1.3.7. Circuito secundario.....	18
1.4. Sistema de Protección y Control del Reactor.....	20
1.4.1. Sistema de barras de control.....	20
1.4.2. Sistema de regulación de boro.....	22
1.4.3. Sistema de monitoreo de flujo neutrónico.....	23
1.4.4. Instrumentación dentro del núcleo.....	23
1.5. Sistemas de Seguridad.....	25
<b>Capítulo 2: Simulación: Conceptos Básicos y Terminología.....</b>	<b>27</b>
2.1. Introducción.....	27
2.2. Clasificación de los Simuladores para Entrenamiento.....	28
2.2.1. Simulador de tarea específica.....	28
2.2.2. Simulador de principios básicos.....	28
2.2.3. Simulador compacto.....	28
2.2.4. Simulador gráfico.....	28
2.2.5. Simulador multifuncional.....	29
2.2.6. Analizador de planta.....	29
2.3. Ventajas y Desventajas del Uso de la Simulación.....	29
2.4. Características de un Simulador.....	30
2.4.1. Control del simulador.....	30
2.4.2. Control del ejercicio/escenario.....	31
2.4.3. Herramientas de evaluación.....	32
2.5. Criterios de Diseño.....	32
2.5.1. Interfaz humano-máquina.....	33
2.5.2. Características específicas.....	34
2.5.3. Datos necesarios.....	35
2.5.4. Simulación del estado estable.....	37
2.6. Ejemplos.....	37
<b>Capítulo 3: Simulador de Reactor VVER-1000.....</b>	<b>39</b>
3.1. Ejecución del Simulador.....	40
3.1.1. Ventana de tareas (Tasks).....	40

3.1.2. Visor de protocolos.....	41
3.1.3. Control de la simulación.....	43
3.2. Páginas del Simulador.....	43
3.2.1. Página del Sistema de Protección y Control (CPS).....	44
3.2.2. Página del Tablero Anunciador (TAB).....	47
3.2.3. Página del Circuito Primario (1C).....	48
3.2.4. Página del Sistema de Alimentación y Purga (TK).....	49
3.2.5. Página de los Sistemas de Apoyo a Procesos (TQ).....	49
3.2.6. Página del Sistema de Enfriamiento de Agua Extraída (TF).....	50
3.2.7. Página del Circuito Secundario (2C).....	52
3.2.8. Página de Tendencias (GRP).....	52
3.2.9. Página de Parámetros del Núcleo (PAR).....	53
3.2.10. Página del Diagrama Tridimensional (3D).....	55
<b>Capítulo 4: Operación del Simulador.....</b>	<b>56</b>
4.1. Obstrucción en la Bomba de Refrigerante #1 (MCP-1).....	56
4.1.1. Discriminación de señales.....	57
4.2. Cierre de la Válvula de Aislamiento de Vapor Principal (MSIV).....	60
4.3. Disparo de la Bomba de Refrigerante #2 (MCP-2).....	63
4.3.1. Retorno a 100% de potencia.....	66
4.4. Disparo de una Bomba de Agua de Alimentación (FWP).....	67
4.5. Cierre de las Válvulas Gobernadoras de la Turbina.....	68
4.6. Paro Rápido del Reactor (Scram).....	70
4.6.1. Retorno a plena potencia.....	72
4.7. Demostración de Dos Diferentes Patrones de Carga del Núcleo.....	74
4.8. Demostración de las Oscilaciones en la Potencia y en el Desajuste (offset).....	76
4.9. Demostración de las oscilaciones en el desajuste (offset) debido al movimiento de barras de control dentro y fuera del núcleo.....	79
<b>Capítulo 5: Accidente en la Central Nucleoeléctrica de Three Mile Island.....</b>	<b>81</b>
5.1. Descripción del Accidente.....	82
5.2. Simulación del Accidente.....	88
5.2.1. Sin intervención del operador.....	88
5.2.2. Discriminación de señales de protección preventiva.....	91
5.2.3. Sin operación de los calentadores eléctricos del presurizador.....	93
<b>Conclusiones.....</b>	<b>95</b>
<b>Referencias.....</b>	<b>97</b>
<b>Apéndice I: Operación del Sistema de Control y Protección.....</b>	<b>99</b>
<b>Apéndice II: Criterios de Clasificación para Diferentes Simuladores.....</b>	<b>106</b>

## Índice de Tablas

<b>Tabla 5.1.</b> Eventos posteriores al disparo de las bombas de agua de alimentación.....	89
<b>Tabla 5.2.</b> Disparo de las FWP con discriminación de señales de protección preventiva.....	91
<b>Tabla A.1.</b> Lista de señales para protección de emergencia (EP o scram).....	99
<b>Tabla A.2.</b> Lista de señales para protección preventiva de nivel 1 (PP-1).....	102
<b>Tabla A.3.</b> Lista de señales para protección preventiva de nivel 2 (PP-2).....	103
<b>Tabla A.4.</b> Matriz de clasificación de simuladores.....	108

## Índice de Figuras

<b>Figura 1-1.</b> Diagrama de un reactor PWR.....	4
<b>Figura 1-2.</b> Diagrama del balance de planta (BOP) del VVER-1000.....	5
<b>Figura 1-3.</b> Elementos básicos del NSSS del VVER-1000 (vista isométrica y corte transversal de la contención).....	6
<b>Figura 1-4.</b> Características generales del reactor VVER-1000 (unidades en [mm]).....	8
<b>Figura 1-5.</b> Geometría del núcleo y configuración del ensamble de combustible.....	9
<b>Figura 1-6.</b> Características generales del generador de vapor del VVER-1000.....	11
<b>Figura 1-7.</b> Diagrama esquemático del sistema de control de presión en el circuito primario del VVER-1000.....	15
<b>Figura 1-8.</b> Diagrama esquemático del sistema de alimentación y purga del VVER-1000.....	17
<b>Figura 1-9.</b> Diagrama esquemático del circuito secundario del VVER-1000.....	19
<b>Figura 1-10.</b> Barra de control del VVER-1000.....	21
<b>Figura 1-11.</b> Mapa de barras de control del VVER-1000.....	21
<b>Figura 1-12.</b> Mapa de canales para medición de flujo neutrónico en el núcleo.....	24
<b>Figura 1-13.</b> Mapa de transmisores de temperatura en el núcleo.....	24
<b>Figura 3-1.</b> Ventana de tareas del simulador.....	40
<b>Figura 3-2.</b> Elementos comunes a las páginas del simulador.....	41
<b>Figura 3-3.</b> Características de la ventana de protocolos.....	42
<b>Figura 3-4.</b> Cuadro de diálogo para el control de la simulación.....	43
<b>Figura 3-5.</b> Página del sistema de protección y control (CPS).....	46
<b>Figura 3-6.</b> Página del tablero anunciador (TAB).....	47
<b>Figura 3-7.</b> Página del circuito primario (1C).....	48
<b>Figura 3-8.</b> Página del sistema de alimentación y purga (TK).....	49
<b>Figura 3-9.</b> Página de los sistemas de apoyo a los procesos (TQ).....	50
<b>Figura 3-10.</b> Página del sistema de enfriamiento de agua extraída (TF).....	51
<b>Figura 3-11.</b> Página del Circuito Secundario (2C).....	52
<b>Figura 3-12.</b> Página de Tendencias (GRP).....	53
<b>Figura 3-13.</b> Página de parámetros del núcleo del reactor (PAR).....	54
<b>Figura 3-14.</b> Página del Diagrama Tridimensional (3D).....	55
<b>Figura 4-1.</b> Protección de emergencia por caída rápida de presión en la MCP-1.....	57
<b>Figura 4-2.</b> Tendencias durante el transitorio.....	58
<b>Figura 4-3.</b> Función de discriminación de señales.....	59

<b>Figura 4-4.</b> Los parámetros se estabilizan después del transitorio ( $N_{nom} \approx 65\%$ ).....	59
<b>Figura 4-5.</b> Válvula de aislamiento de vapor del SG-1.....	60
<b>Figura 4-6.</b> Señal de MSIV1 cerrada y paro de la MCP-1.....	60
<b>Figura 4-7.</b> Aumento en la temperatura de la zona del lazo 1 debido al cierre de la MSIV1.....	61
<b>Figura 4-8.</b> Parámetros del lazo 1 durante el transitorio / Reducción de potencia.....	62
<b>Figura 4-9.</b> Distorsión en la distribución de la temperatura para 2 MSIVs cerradas.....	63
<b>Figura 4-10.</b> Disparo de la MCP-2 y señales generadas por este evento.....	64
<b>Figura 4-11.</b> Pérdida de simetría en la distribución de temperatura en el núcleo debido al disparo de la MCP-2.....	64
<b>Figura 4-12.</b> Parámetros del circuito primario durante el transitorio.....	65
<b>Figura 4-13.</b> Etapa final de la maniobra.....	66
<b>Figura 4-14.</b> Sistemas de protección activados por disparo de una FWP.....	67
<b>Figura 4-15.</b> Señales generadas por el cierre de las válvulas gobernadoras de la turbina.....	68
<b>Figura 4-16.</b> Incremento en la presión de la línea de vapor principal.....	69
<b>Figura 4-17.</b> Envío manual de señal de scram.....	70
<b>Figura 4-18.</b> Tablero anunciador indicando scram desde el cuarto de control.....	71
<b>Figura 4-19.</b> Configuración de las válvulas BRU-K.....	71
<b>Figura 4-20.</b> Condición de paro caliente del reactor.....	72
<b>Figura 4-21.</b> Nivel mínimo de potencia controlada.....	73
<b>Figura 4-22.</b> Reactor operando a 100% $N_{nom}$ .....	74
<b>Figura 4-23.</b> 1ª carga del núcleo.....	75
<b>Figura 4-24.</b> 5ª carga del núcleo.....	75
<b>Figura 4-25.</b> Aceleración del modelo de cinética neutrónica.....	76
<b>Figura 4-26.</b> Oscilaciones para BOC (1ª carga del núcleo).....	77
<b>Figura 4-27.</b> Oscilaciones para BOC (5ª carga del núcleo).....	77
<b>Figura 4-28.</b> Oscilaciones para EOC (1ª carga del núcleo).....	78
<b>Figura 4-29.</b> Oscilaciones para EOC (5ª carga del núcleo).....	78
<b>Figura 4-30.</b> Oscilaciones en offset para BOC (banco de barras de control dentro durante 8 horas).....	79
<b>Figura 4-31.</b> Oscilaciones en el offset para EOC (banco de barras de control dentro durante 8 horas).....	80
<b>Figura 4-32.</b> Oscilaciones en offset para EOC (banco de barras de control dentro durante 28 horas).....	80
<b>Figura 5-1.</b> Central nucleoelectrica de Three Mile Island.....	81
<b>Figura 5-2.</b> Diagrama simplificado de TMI-2.....	83
<b>Figura 5-3.</b> Estimación del estado del núcleo del reactor al final del accidente en TMI-2.....	87
<b>Figura 5-4.</b> Sistema de control de la presión en el circuito primario.....	88
<b>Figura 5-5.</b> Temperaturas del núcleo cuando los generadores de vapor no son capaces de retirar suficiente calor.....	90
<b>Figura 5-6.</b> Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo durante el transitorio.....	90
<b>Figura 5-7.</b> Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Transitorio.....	92
<b>Figura 5-8.</b> Circuito primario con pérdida de presión.....	92
<b>Figura 5-9.</b> Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Etapa de compensación de presión.....	93
<b>Figura 5-10.</b> Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Transitorio.....	93
<b>Figura 5-11.</b> Gráficas de las variables de interés: Etapa de compensación de presión.....	94



## **Lista de Acrónimos**

**ACP (Automatic Control of Power):**

Ver ARM.

**AKNP/AKHP (Apparatura Kontrolya Neytronnogo Potoka/Аппаратура Контроля Нейтронного Потoka):** Sistema de Monitoreo de Flujo Neutrónico.

**ARM/APM (Avtomaticheskiy Regulyator Moshchnosti/Автоматический Регулятор Мощности):** Control Automático de la Potencia.

**ASCII (American Standard Code for Information Interchange):** Código Estándar Estadounidense para el Intercambio de Información.

**AUU (Accelerated Unit Unloading):** Ver URB.

**AZ/A3 (Avariynaya Zashchita/Аварийная Защита):** Protección de Emergencia.

**BOC (Beginning Of Cycle):** Principio del Ciclo de Combustible.

**BRU-A/БРУ-А (Bystrodeystvuyushchaya Reduktsionnaya Ustanovka Atmosfera/Быстродействующая Редукционная Установка Атмосфера):** Equipo de Reducción a Alta Velocidad (Hacia la Atmósfera).

**BRU-K/БРУ-К (Bystrodeystvuyushchaya Reduktsionnaya Ustanovka Kondensator/Быстродействующая Редукционная Установка Конденсатор):** Equipo de Reducción a Alta Velocidad (Hacia el Condensador).

**BWR (Boiling Water Reactor):** Reactor de Agua en Ebullición.

**BWST (Borated Water Storage Tank):** Depósito de Almacenamiento de Agua Borada.

**CPS (Control and Protection System):** Sistema de Protección y Control.

**CR (Control Room):** Cuarto de Control.

**EOC (End Of Cycle):**

Fin del Ciclo de Combustible.

**EP (Emergency Protection):**

Ver AZ.

**FWP (Feedwater Pump):**

Bomba de Agua de Alimentación.

**HMI (Human-Machine Interface):**

Interfaz Humano-Máquina.

**HPI (High Pressure Injection):**

Inyección de Alta Presión.

**IAEA (International Atomic Energy Agency):**

Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA).

**IC (Initial Condition):**

Condición Inicial.

**LOCA (Loss Of Coolant Accident):**

Accidente con Pérdida de Refrigerante.

**MCP (Main Coolant/Circulation Pump):**

Bomba Principal de Refrigerante/Circulación.

**MEPhI (Moscow Engineering Physics Institute):**

Instituto de Ingeniería Física de Moscú.

**MSC (Main Steam Collector):**

Colector de Vapor Principal.

**MSIV (Main Steam Isolation Valve):**

Válvula de Aislamiento de Vapor Principal.

**MSV (Main Steam Valves):**

Válvulas de Vapor Principal (Válvulas Gobernadoras de la Turbina).

**NFMC (Neutron Flux Measuring Channel):**

Canal de Medición de Flujo Neutrónico.

**NRC (Nuclear Regulatory Commission):**

Comisión Nuclear Reguladora (Estados Unidos de América).

**NSSS (Nuclear Steam Supply System):**

Sistema Nuclear de Suministro de Vapor.

**PP (Preventive Protection):**

Ver PZ.

**PWR (Pressurized Water Reactor):**

Reactor de Agua a Presión.

**PZ/ПЗ (Preventivnaya Zashchita/Превентивная Защита):**

Protección Preventiva.

**RBMK/РБМК (Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalniy/Реактор Большой Мощности Канальный):**

Reactor de Alta Potencia Basado en Canales.

**ROM/РОМ (Regulyator Ogranicheniya Moshchnosti/Регулятор Ограничения Мощности):**

Regulador/Limitador de Potencia.

**SAR (Safety Analysis Report):**

Informe del Análisis de Seguridad.

**SG (Steam Generator):**

Generador de Vapor.

**TMI (Three Mile Island):**

Central Nucleoeléctrica de Three Mile Island.

**URB/УРБ (Uskorennoy Razgruzki Bloka/Ускоренной Разгрузки Блока):**

Reducción Acelerada de Potencia.

**VNIIAES/ВНИИАЭС (Vserossiyskiy Nauchno-Issledovatel'skiy Institut po ekspluatatsii Atomnykh Elektrostantsiy/Всероссийский Научно-Исследовательский Институт по эксплуатации Атомных Электростанций):**

Instituto Ruso de Investigación para Centrales Nucleoeléctricas.

**VVER/ВВЭР (Vodo-Vodyanoy Energeticheskiy Reaktor/Водо-Водяной Энергетический Реактор)**

Reactor Energético de Agua-Agua (como Moderador y Refrigerante).

## **Introducción**

En la actualidad se requieren fuentes de energía amigables con el medio ambiente pero que, al mismo tiempo, sean capaces de satisfacer las demandas de la población, y existe un dilema en cuanto a la energía nuclear dado que no resulta fácil decidir si se debe continuar con su desarrollo, considerando que las otras tecnologías representan riesgos debido a su impacto ambiental y al llamado efecto invernadero, en el que las consecuencias son a largo plazo; la energía nuclear representa una manera limpia de generar electricidad pero con un gigantesco impacto ambiental cuando se libera material radiactivo como consecuencia de un accidente serio.<sup>[1]</sup>

Es la opinión del autor de esta tesis que no se debe optar por abandonar los avances que se han tenido en este campo. Por el contrario, se debe aprender de los errores y realizar las mejoras correspondientes en los diseños de los reactores y en los protocolos de seguridad para reducir al mínimo los riesgos, especialmente cuando, después de los accidentes de Three Mile Island y Chernóbil, la energía nuclear vuelve a ser tema de debate debido a la crisis por la que pasó la central Fukushima Daiichi.

Los avances tecnológicos han permitido el desarrollo de herramientas poderosas de simulación con las que es posible representar fielmente a un sistema complejo (como lo es una central nucleoelectrica) para generar conocimiento en un entorno libre de riesgos.

El objetivo de la presente tesis consiste en describir los componentes y los principios básicos de operación del reactor nuclear ruso VVER-1000, así como analizar el simulador académico del mismo que distribuye la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA) con el propósito de aportar información útil ante los posibles escenarios de expansión de la industria nuclear para la generación eléctrica en México.

Se pretende utilizar el simulador académico de este reactor para recrear eventos de operación normal y de transitorios. El propósito principal es someter al simulador a los eventos que dieron lugar al peor accidente registrado para un reactor de agua presurizada occidental: el de la central nucleoelectrica de Three Mile Island.

Es importante mencionar que el simulador no está destinado a la capacitación de los operadores de una central nucleoelectrica VVER-1000, sino a familiarizar al investigador o al aspirante a operador con el funcionamiento y la respuesta dinámica del reactor. Por tal motivo, no es de esperarse que sea posible reproducir un evento de la magnitud de una fusión parcial del núcleo (tal como ocurrió en TMI); se trata de analizar la respuesta de los sistemas de seguridad descritos en la presente tesis y cuyos modelos matemáticos incluye el simulador.

El reactor tipo VVER, desarrollado por la compañía OKB Hidropress (subsidiaria de la Corporación Rosatom) incorpora elementos de diseño del reactor occidental PWR y es considerado como la resurrección de la industria nuclear rusa al haber padecido ésta un estancamiento a partir del desastre de Chernóbil, ya que la tecnología soviética fue vista como insegura e inestable. No obstante, los avances en la ingeniería rusa de reactores nucleares permitieron la implementación de mejoras importantes en los sistemas de seguridad del reactor y en la instrumentación presente en el cuarto de control.

## Capítulo 1

### El Reactor Nuclear Ruso VVER-1000

#### 1.1. Antecedentes

Los experimentos sobre la radiactividad de ciertos elementos como el uranio, el polonio y el radio, llevados a cabo a fines del siglo XIX por Henri Becquerel, Pierre y Marie Curie, condujeron en 1902 al descubrimiento del fenómeno de la transmutación de un átomo en otro diferente a partir de una desintegración espontánea que ocurría con gran desprendimiento de energía.

Los estudios de Albert Einstein explicaron que dicho desprendimiento de energía era el resultado de la transformación de pequeñísimas cantidades de masa de acuerdo con la ecuación  $E=mc^2$ ; de lograrse desintegrar a voluntad los átomos de algunos elementos, seguramente se podrían obtener cantidades enormes de energía.

Los átomos de un mismo elemento cuyos núcleos tienen una cantidad diferente de neutrones y, por tanto, difieren en masa atómica, reciben el nombre de isótopos.

La reacción de fisión se produce al partir los núcleos atómicos de algún isótopo como el uranio 235 ( $U^{235}$ ) o el plutonio 239 ( $Pu^{239}$ ) mediante el bombardeo de los mismos con pequeñísimas partículas denominadas neutrones.

En 1938, Otto Hahn, Fritz Strassmann y Lise Meitner pudieron comprobar el fenómeno de la fisión nuclear bombardeando con neutrones núcleos del isótopo uranio 235, lo que llevó al físico italiano Enrico Fermi a tratar de mantener y controlar una reacción en cadena, lográndolo finalmente el 2 de diciembre de 1942 mediante la absorción o captura de los neutrones libres por elementos como el boro o el cadmio.

La reacción de fisión de cada uno de estos núcleos produce un gran desprendimiento de energía calorífica y electromagnética, la formación de dos nuevos núcleos de masa inferior a la del núcleo original y la separación de dos o tres nuevos neutrones que se aprovechan para fisiónar a otros núcleos, continuando así el proceso en forma encadenada. Es por eso que a este tipo de reacción se le denomina “reacción en cadena”.

##### 1.1.1. Energía nuclear

Una central nucleoelectrónica es una instalación industrial donde se logra transformar, mediante varios procesos, la energía contenida en los núcleos de los átomos en energía utilizable. Es similar a una central termoeléctrica convencional; la diferencia estriba en la forma de obtener el calor para la producción de vapor. Mientras que en

una termoeléctrica el calor se obtiene quemando combustibles fósiles o extrayendo vapor natural del subsuelo, en una nucleoelectrica el calor se obtiene a partir de la fisión nuclear.

El calor obtenido es utilizado para calentar agua en el interior de enormes vasijas de acero conocidas como reactores, produciéndose así el vapor que es utilizado para hacer girar una turbina, consistente en un conjunto de discos provistos de álabes. Este movimiento será transmitido al generador, el cual producirá la electricidad. La fisión de 1 [kg] de  $U^{235}$  libera 18.7 millones de kilowatts-hora en forma de calor.

Las ventajas de las centrales nucleoelectricas son: que en el reactor no se tiene un sistema continuo de inyección de combustible, aire y de eliminación de residuos sólidos y que no se produce emanación al medio ambiente de gases de combustión.

El ciclo de combustible nuclear consiste en el conjunto de operaciones necesarias para procesar y fabricar el combustible nuclear y utilizarlo en el reactor, así como recuperar materiales del combustible irradiado. En los ciclos de combustible de los reactores nucleares de fisión, los isótopos que se usan como materiales fisiles o combustibles son principalmente el uranio 235, el plutonio 239 y, en menor grado, el uranio 233.

### **1.1.2. Reactores nucleares de agua ligera**

Esencialmente, un reactor nuclear es un enorme recipiente dentro del cual se está efectuando una reacción de fisión en cadena de manera controlada. Está colocado en el centro de un gran edificio de gruesas paredes de concreto que protegen al personal que lo opera y al público de la radiactividad que produce. Sus principales componentes son:

Combustible: Se utiliza dióxido de uranio ( $UO_2$ ), con el que se fabrican pequeñas pastillas cilíndricas que se encapsulan en un tubo de aleaciones especiales de circonio perfectamente hermético, que tiene la función de contener los productos formados en la fisión, además de proteger a las pastillas de la corrosión y la erosión del fluido refrigerante.

Moderador: El moderador no mitiga la reacción en cadena, sino que la hace posible. La probabilidad de que un neutrón producido en la fisión inicie otra aumenta considerablemente si se frena al neutrón sin absorberlo.  
Entre los moderadores más comunes están el grafito, el agua ligera ( $H_2O$ ) y el agua pesada ( $D_2O$ ).

Refrigerante: El fluido refrigerante en un reactor nuclear tiene la función de retirar el calor producido por el combustible para generar vapor. Circula entre los ensambles de combustible, impulsado por bombas y debe poseer características tales como calor específico elevado, no ser corrosivo para los tubos y no capturar neutrones.

Barras de control: Se encargan de mantener la intensidad de la reacción en cadena que ocurre en el interior del reactor dentro de los límites deseados y de conformidad con la cantidad de energía térmica que se quiera producir.

Para disminuir la intensidad de la reacción nuclear que ocurre dentro del reactor, basta con insertar las barras de control entre los ensambles de combustible del núcleo. En caso contrario, para incrementar la potencia, se extraen las barras de control hasta llegar al nivel deseado.

Existen, fundamentalmente, dos tipos de reactores de agua ligera:

#### Reactor de agua en ebullición (BWR)

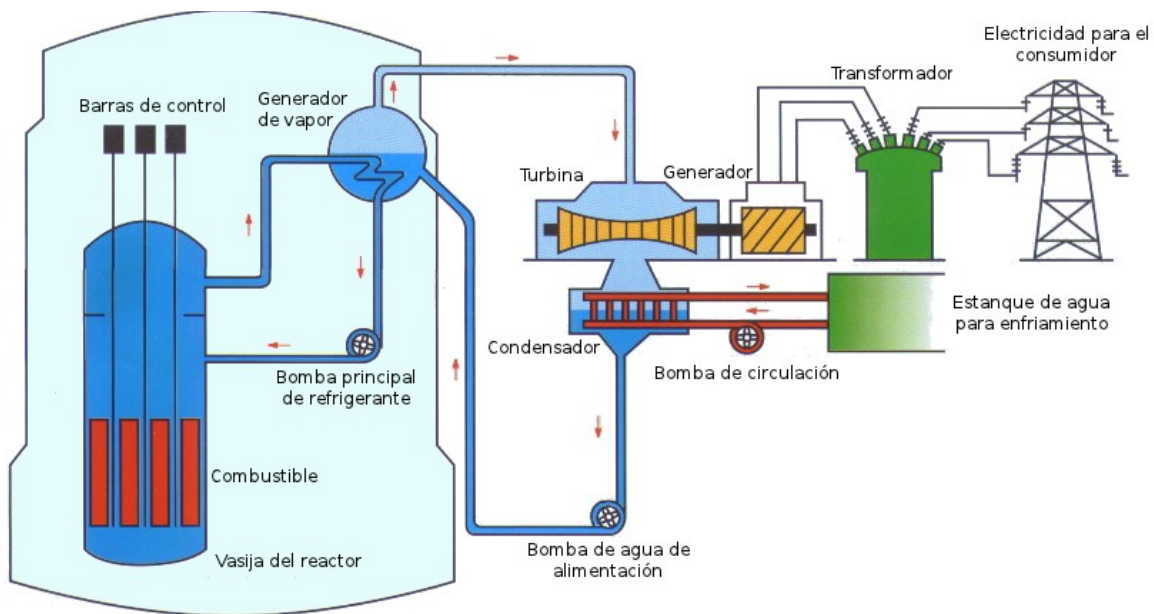
El refrigerante hierve en el interior de la vasija, produciéndose directamente el vapor que se utilizará para mover el turbogenerador; el vapor posteriormente es condensado por el agua de enfriamiento procedente de una fuente independiente como un lago, río o el mar, y regresando en forma de agua caliente al reactor para repetir el ciclo.

#### Reactor de agua presurizada (PWR)

Los ensambles de combustible se encuentran dentro de una vasija a presión llena de agua ligera, que desempeña el papel de moderador y refrigerante y, a pesar de la elevada temperatura que reina en su interior, no entra en ebullición debido a la presión interna en la vasija. En la figura 1-1 se muestra un diagrama simplificado de un reactor PWR.<sup>[2]</sup>

El agua caliente se extrae del reactor y se envía al generador de vapor, que no es más que un intercambiador de calor donde el agua cede gran parte de su energía calorífica a otro volumen del mismo líquido para después retornar al reactor. Por su parte, el agua que fue calentada en el generador de vapor entra en ebullición, produciéndose así el vapor que sirve para mover al turbogenerador para que sea condensado posteriormente por un tercer circuito de agua, procedente de un lago, río o torre de refrigeración.





**Figura 1-1. Diagrama de un reactor PWR**

## 1.2. Ciclo de un Reactor VVER-1000

ВВЭР (VVER) es el acrónimo para Водо-Водяной Энергетический Реактор, que se traduce como “Reactor Energético de Agua-Agua”. Este reactor nuclear es similar a los reactores de agua a presión occidentales (PWR) en los que se utiliza agua ligera a presión como moderador y como refrigerante. El número que aparece después del tipo del reactor normalmente indica la potencia nominal de la unidad. Por tanto, se denomina VVER-1000 a la unidad con 1,000 [MW] eléctricos de potencia.<sup>[2]</sup>

El calor generado en el núcleo del reactor por la fisión de núcleos atómicos en el combustible es removido por el refrigerante. Después de dejar el núcleo del reactor, el refrigerante es transportado a lo largo de la línea del circuito primario (denominada “pierna caliente”) hacia el generador de vapor.

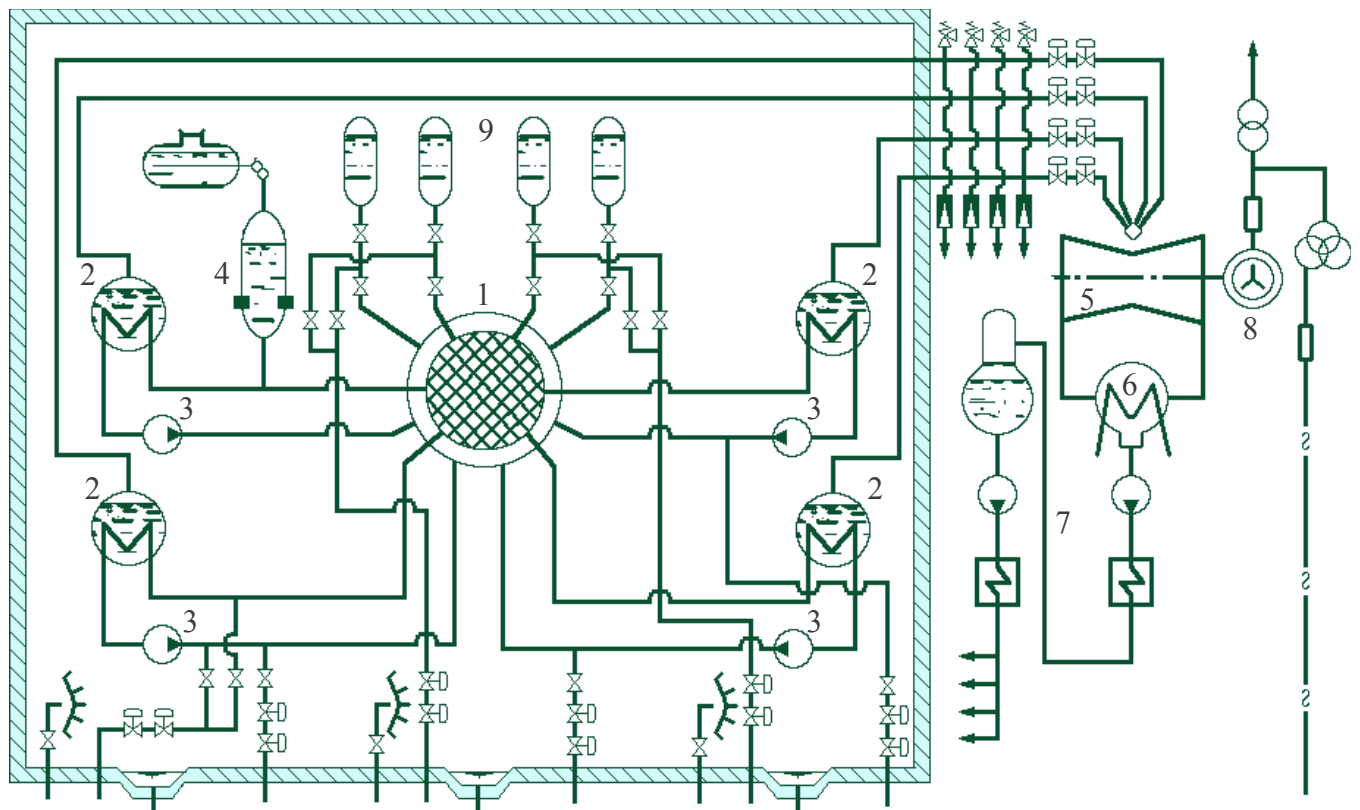
El generador de vapor es un intercambiador de calor entre el refrigerante del circuito primario y el agua de alimentación del circuito secundario para formar vapor.

Después del generador de vapor, el refrigerante es transportado a lo largo de la línea del circuito primario (denominada “pierna fría”) de vuelta a la vasija del reactor.

Existen cuatro ciclos de circulación en el circuito primario de una central nuclear con reactor VVER-1000. El refrigerante es movido por cuatro bombas de circulación principal, instaladas una en cada ciclo.<sup>[3]</sup>

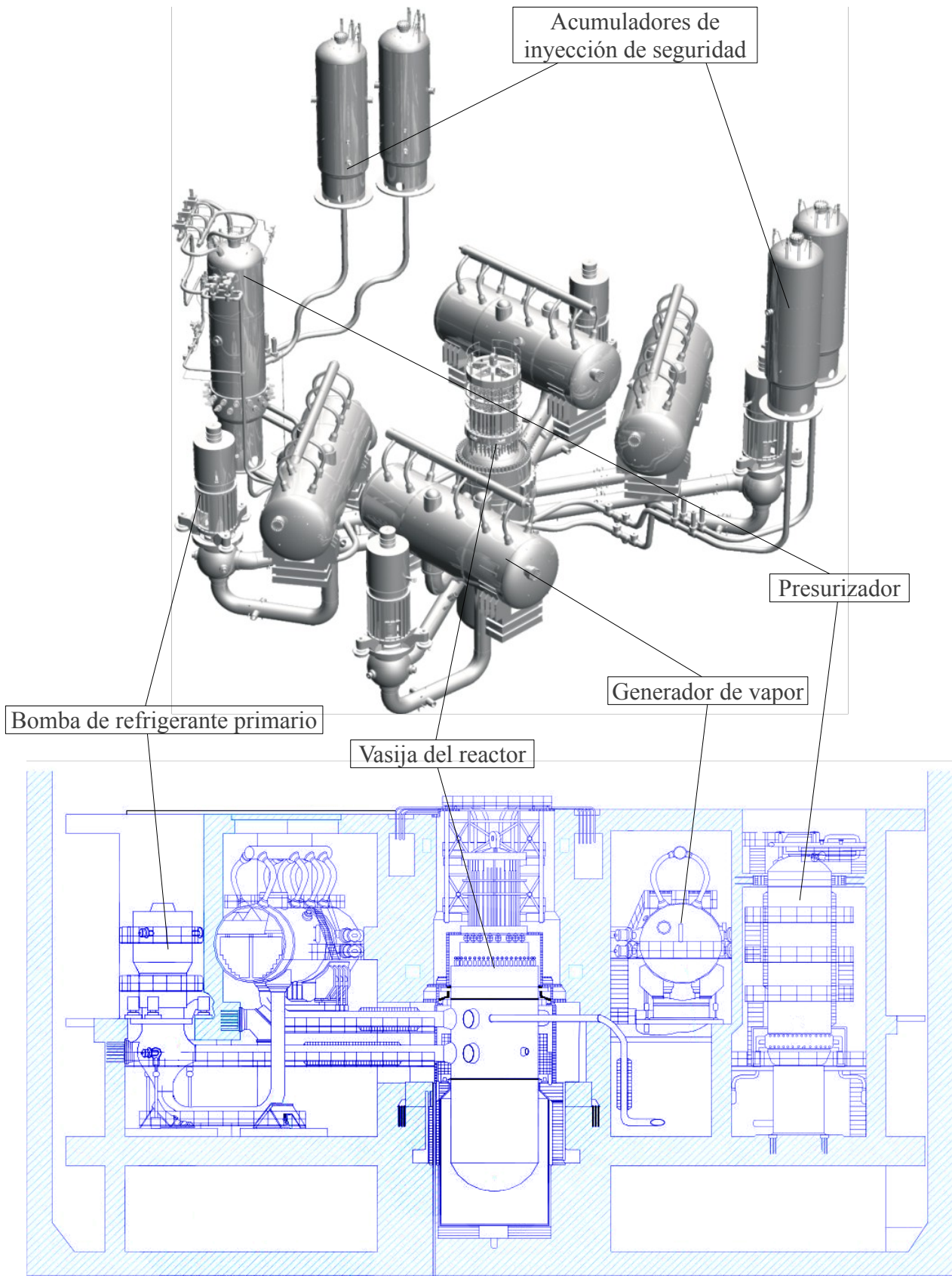
En el circuito secundario, el vapor formado en los generadores de vapor es transportado a los “sistemas de balance de planta” (figura 1-2). La mayor parte del vapor formado en los generadores de vapor es enviado a la turbina, mientras que una pequeña parte se destina al recalentamiento de agua de alimentación.

Después de pasar por la turbina, el vapor es vertido al condensador para regresar al estado líquido. Desde el condensador el agua es transportada a través de calentadores a baja presión hacia el desaireador, que se encarga de separar los gases no condensables. Desde el desaireador el agua es transportada a través de calentadores a alta presión hacia el generador de vapor.



- |                                     |  |
|-------------------------------------|--|
| 1.- Reactor.                        | 6.- Condensador.   |
| 2.- Generador de vapor.             | 7.- Sistema regenerativo / Bombas de agua de alimentación. |
| 3.- Bomba de refrigerante primario. | 8.- Generador.   |
| 4.- Presurizador.                   | 9.- Acumuladores de inyección de seguridad.                |
| 5.- Turbina.                        |  |

**Figura 1-2. Diagrama del balance de planta (BOP) del VVER-1000**



**Figura 1-3. Elementos básicos del NSSS del VVER-1000 (vista isométrica y corte transversal de la contención)**

### 1.3. Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (NSSS)

Los sistemas principales de una central nucleoelectrica con reactor VVER-1000 son los siguientes:

- Reactor;
- Circuito primario: Tuberías, bombas de circulación principal (MCP), generadores de vapor (SG);
- Presurizador y sistema de compensación de presión del circuito primario;
- Sistema de alimentación y purga del circuito primario, incluyendo regulación de boro;
- Líneas de vapor y tuberías de agua de alimentación del circuito secundario;
- Sistemas de protección y control;
- Sistemas de seguridad.

En la figura 1-3 se muestra la disposición de los elementos básicos del sistema nuclear de suministro de vapor del VVER-1000.<sup>[2][4]</sup>

#### 1.3.1. Reactor

El VVER-1000 es un reactor en cuya vasija se tiene agua ligera químicamente pura mezclada con ácido bórico que sirve como moderador y como refrigerante.<sup>[2]</sup> El reactor está diseñado para la generación de calor dentro del sistema nuclear de suministro de vapor. La regulación de la potencia del reactor y el control de la reacción en cadena están a cargo de dos sistemas que ajustan la reactividad, los cuales están basados en diferentes principios:

- Inserción de absorbentes sólidos – sistema de barras de control (sistema de control y protección – CPS)
- Inyección de absorbentes líquidos – sistema de regulación de boro.

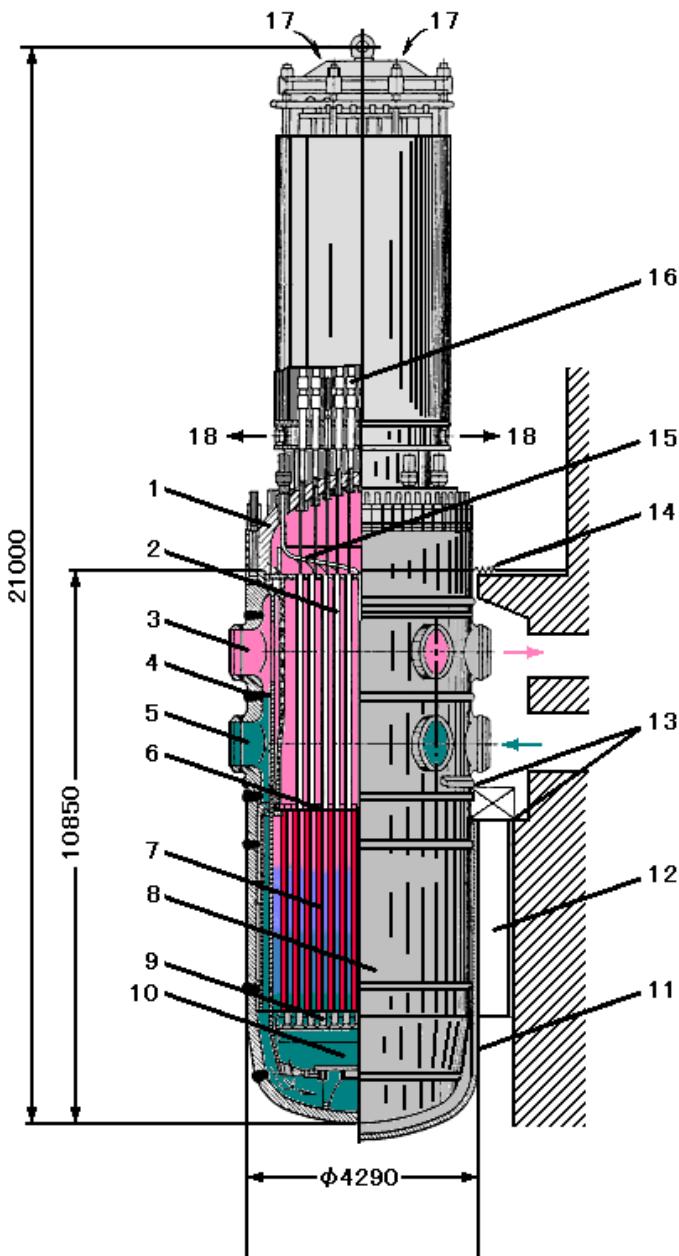
Las barras de control son usadas para cambiar la reactividad en regímenes de maniobras y para apagar el reactor en condiciones de operación normales y de emergencia. La regulación de boro es utilizada para realizar cambios finos en la reactividad. La concentración de boro se cambia durante el ciclo de vida de la planta.<sup>[5]</sup>

El refrigerante se calienta al fluir entre los ensambles de combustible debido a la energía de la fisión nuclear producida en éstos. El refrigerante llega al reactor por la boquilla de entrada, baja por un espacio cilíndrico que existe entre el pozo del núcleo y la vasija del reactor, pasa a través de una placa perforada localizada en el fondo de la vasija y fluye alrededor de los ensambles de combustible instalados en el núcleo del reactor. El refrigerante pasa entonces a través de la placa perforada inferior, entra en los espacios del bloque de tubos de protección y sale de la vasija por la boquilla conectada con la pierna caliente.

La figura 1-4 presenta el diseño del reactor VVER-1000.

El reactor incluye los siguientes componentes:

- Núcleo;
- Vasija del reactor;
- Bloque superior e instalaciones dentro de la vasija;
- Mecanismos electromecánicos de motores a pasos de las barras de control;
- Instrumentación para medir flujo neutrónico.



1. Cubierta superior del reactor.
2. Tubos guía de las barras de control.
3. Tobera de salida.
4. Separador entrada-salida.
5. Tobera de entrada.
6. Soporte superior del núcleo.
7. Núcleo del reactor.
8. Cuerpo de la vasija del reactor.
9. Soporte inferior del núcleo.
10. Plenum inferior de la vasija.
11. Aislamiento térmico.
12. Escudo protector.
13. Soportes cilíndricos.
14. Junta para expansión térmica.
15. Canal para instrumentación y control.
16. Mecanismos de las barras de control.
17. Admisión de refrigerante.
18. Salida de refrigerante.

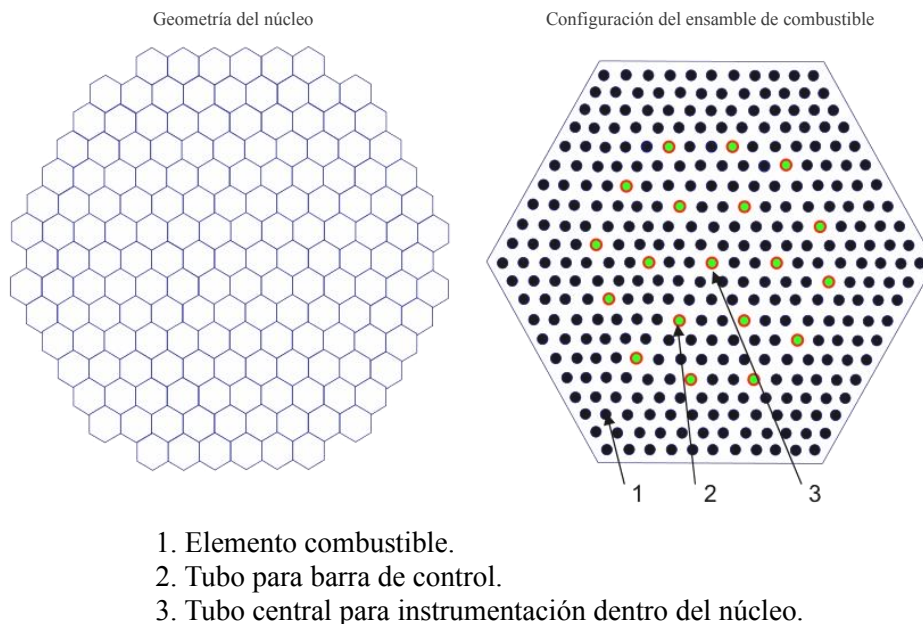
Figura 1-4. Características generales del reactor VVER-1000 (unidades en [mm])

### 1.3.2. Núcleo del reactor

El núcleo del VVER-1000 está compuesto de ensambles de combustible con forma de prisma hexagonal, cuya base tiene una apotema de 118 [mm],<sup>[6]</sup> acomodados en una retícula que también tiene forma hexagonal (ver figura 1-5). El número de ensambles de combustible en el núcleo depende tanto del tamaño de éstos como de la potencia nominal del reactor. El tamaño máximo de un ensamble de combustible está limitado por las normas de seguridad nuclear con el fin de eliminar la posibilidad de ocurrencia de masa crítica y el tamaño mínimo del ensamble de combustible está limitado por razones de relación costo-eficiencia.

Las principales características del núcleo del reactor son las siguientes:

Número total de ensambles de combustible en el núcleo	163
Número de ensambles de combustible con barras de control	61
Altura de la parte activa (en estado frío)	3.53 [m]
Separación entre ensambles de combustible	23.6 [mm]
Sección de paso para el refrigerante en el núcleo	4.17 [m <sup>2</sup> ]
Flujo de refrigerante a través del núcleo	17,650 [kg/s]
Potencia térmica del reactor	3,000 [MW <sub>t</sub> ]



**Figura 1-5. Geometría del núcleo y configuración del ensamble de combustible.**

El ensamble de combustible para el VVER-1000 consiste de una retícula regular de varillas de combustible, como se muestra en la figura 1-5. En ciertas posiciones las varillas son reemplazadas con elementos no combustibles, por ejemplo, elementos de barras de control (18 en total) o varillas con elementos absorbentes.

Las características principales del ensamble de combustible del VVER-1000 son las siguientes:

• Número de elementos combustibles	312
• Distancia entre elementos combustibles	12.75 [mm]
• Número de tubos para elementos absorbentes	18
• Longitud de la parte activa del ensamble de combustible	3.53 [m]
• Número de guías/placas de soporte	14
• Diámetro de la varilla de combustible	9.1 [mm]
• Espesor del revestimiento	0.69 [mm]
• Material del revestimiento	aleación – Zr110
• Diámetro de la parte combustible	7.53 [mm]
• Material del combustible	UO <sub>2</sub>
• Diámetro del espacio central en la pastilla de combustible	2.3 [mm]
• Densidad del combustible	10.4 [g/cm <sup>3</sup> ]
• Enriquecimiento del combustible	3.3, 4.4, 3.0 y 4.0%

### 1.3.3. Bombas de circulación principal

Las cuatro bombas de refrigerante del reactor (llamadas bombas de circulación principal o MCP, por sus siglas en inglés) son bombas centrífugas verticales con sus ejes sellados. Cada bomba es impulsada por un motor eléctrico enfriado por aire y agua.

El rotor de cada MCP tiene una inercia rotacional significativa y, en caso de pérdida de energía eléctrica del motor, la razón a la cual el flujo decrece coincide con la disminución de potencia del reactor causada por un disparo del mismo. Después de que la MCP se detiene completamente, la circulación natural mantiene el enfriamiento del núcleo.

### 1.3.4. Generadores de vapor

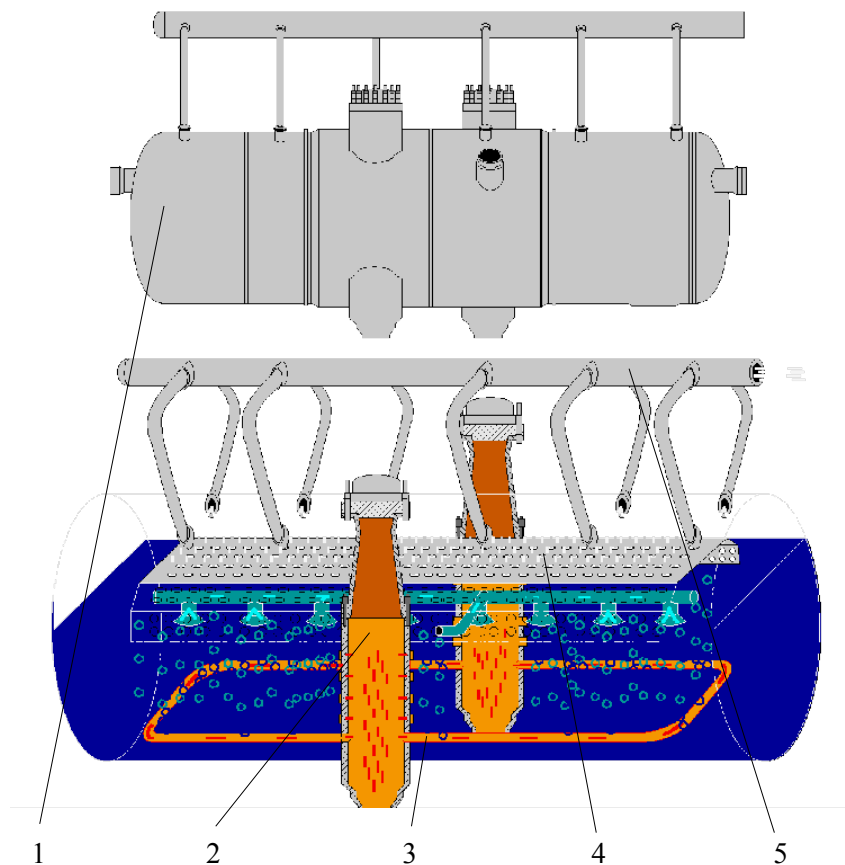
La función del generador de vapor (SG, por sus siglas en inglés) es remover el calor del refrigerante en el circuito primario para formar vapor saturado en el circuito secundario. Los generadores de vapor en la centrales nucleares con reactores tipo VVER son del tipo horizontal.<sup>[4][7]</sup>

La figura 1-6 presenta de manera general las partes del generador de vapor del VVER-1000.

El refrigerante del lado primario entra por los haces de tubos. En la parte superior del generador de vapor existe un colector de vapor. A través de este colector, el vapor formado en el generador viaja a la línea principal de vapor para llegar a la turbina.

En condiciones normales de operación y a plena potencia, los siguientes parámetros se mantienen en los generadores de vapor:

- Presión en el generador de vapor  $(6.27 + 0.19)$  [MPa]
- Temperatura del agua de alimentación  $(220 + 5)$  [°C]
- Nivel de agua  $(320 + 50)$  [mm]
- Humedad de vapor a la salida del SG no superior a 0.2%



1. Tanque del generador de vapor.
2. Tobera de entrada.
3. Haces de tubos.
4. Secador de vapor.
5. Colector de vapor.

**Figura 1-6. Características generales del generador de vapor del VVER-1000**



### 1.3.5. Sistema de compensación de presión

El principal objetivo del sistema de compensación de presión es mantener en estado líquido el refrigerante primario. El equipo usado para el control de la presión se muestra en la figura 1-7.

El sistema de compensación de presión está diseñado para:

- Controlar la presión en el circuito primario en operación normal y durante eventos transitorios.
- Proteger a los sistemas del circuito primario contra presiones que superen los límites para los cuales están diseñados.
- Incrementar la presión del circuito primario durante el arranque del sistema nuclear de suministro de vapor.
- Reducir la presión del circuito primario durante el enfriamiento del sistema nuclear de suministro de vapor.

El sistema de compensación de presión está formado por los siguientes equipos:

- Presurizador.
- Condensador de burbujas.
- Tuberías de descarga de vapor con válvulas de seguridad y válvulas de alivio.
- Tuberías para descarga de mezcla gas-vapor del presurizador con válvulas y constrictor.
- Tuberías de inyección.

El presurizador es un tanque vertical conectado a la pierna caliente de uno de los lazos del circuito primario. Está equipado con un sistema de aspersión y calentadores eléctricos.

El sistema de aspersión está localizado en la parte superior del presurizador. Su función es inyectar agua al tanque para condensar parte del vapor y conseguir una caída de presión.

Los calentadores eléctricos, localizados en la parte inferior del presurizador, son usados para calentar parte del agua en el tanque para formar vapor y, de esta manera, incrementar la presión en el circuito primario. También son usados para precalentar el refrigerante durante la puesta en marcha del reactor.<sup>[3]</sup>

Por el tamaño y el volumen del presurizador se evita que el vapor producido en éste tenga presencia en el circuito primario.

Los parámetros principales del presurizador son los siguientes:

Presión	15.7 [MPa] (160 [kg <sub>F</sub> /cm <sup>2</sup> ])
Temperatura	346 [°C]
Volumen (total)	79 [m <sup>3</sup> ]
Volumen de agua en condiciones de operación	55 [m <sup>3</sup> ]
Volumen de vapor en condiciones de operación	24 [m <sup>3</sup> ]
Potencia térmica de los calentadores eléctricos	2,520 ±190 [kW <sub>t</sub> ]

El condensador de burbujas está diseñado para aceptar vapor desde el presurizador. Es un tanque horizontal con agua ocupando dos terceras partes de su volumen total. Dentro del condensador de burbujas hay tres colectores para distribuir vapor localizados cerca del fondo y un intercambiador de calor para enfriar el agua dentro del tanque. Existe una membrana de seguridad que se rompe cuando la presión supera el límite de emergencia, liberando vapor hacia el contenedor del reactor.<sup>[2][8]</sup>

Al encenderse, los calentadores eléctricos incrementan la temperatura del agua. El agua hierve y se forma una especie de cojín de vapor en la parte superior del presurizador. En condiciones estables tanto el vapor como el agua se encuentran en estado saturado. En regímenes transitorios del sistema nuclear de suministro de vapor, cuando la temperatura promedio del refrigerante cambia y, en consecuencia, también su densidad, el refrigerante puede fluir por la tubería de conexión desde o hacia el presurizador. En situaciones de este tipo, el mencionado cojín de vapor amortigua los cambios de presión debidos a la evaporación del agua y/o condensación de vapor.

Los cambios en el volumen de refrigerante en el presurizador también tienen relevancia en el proceso de compensación de la presión.

Cuando el volumen de agua decrece y aumenta el volumen de vapor, la presión comienza a disminuir pero, a menor presión, el punto de ebullición del agua también disminuye. En consecuencia, se produce vapor rápidamente y, por tanto, la presión aumenta.

Cuando el volumen de agua aumenta, el de vapor disminuye y la presión se incrementa. A mayor presión, el punto de ebullición del agua es mayor. Como resultado, la condensación de vapor se incrementa, llevando a una disminución de la presión.

En caso de un aumento significativo de presión, se inyecta refrigerante a través del sistema de aspersión localizado en la parte superior del presurizador. Esta inyección de agua relativamente fría da como resultado la condensación de un cierto volumen de vapor con la consecuente caída de presión.

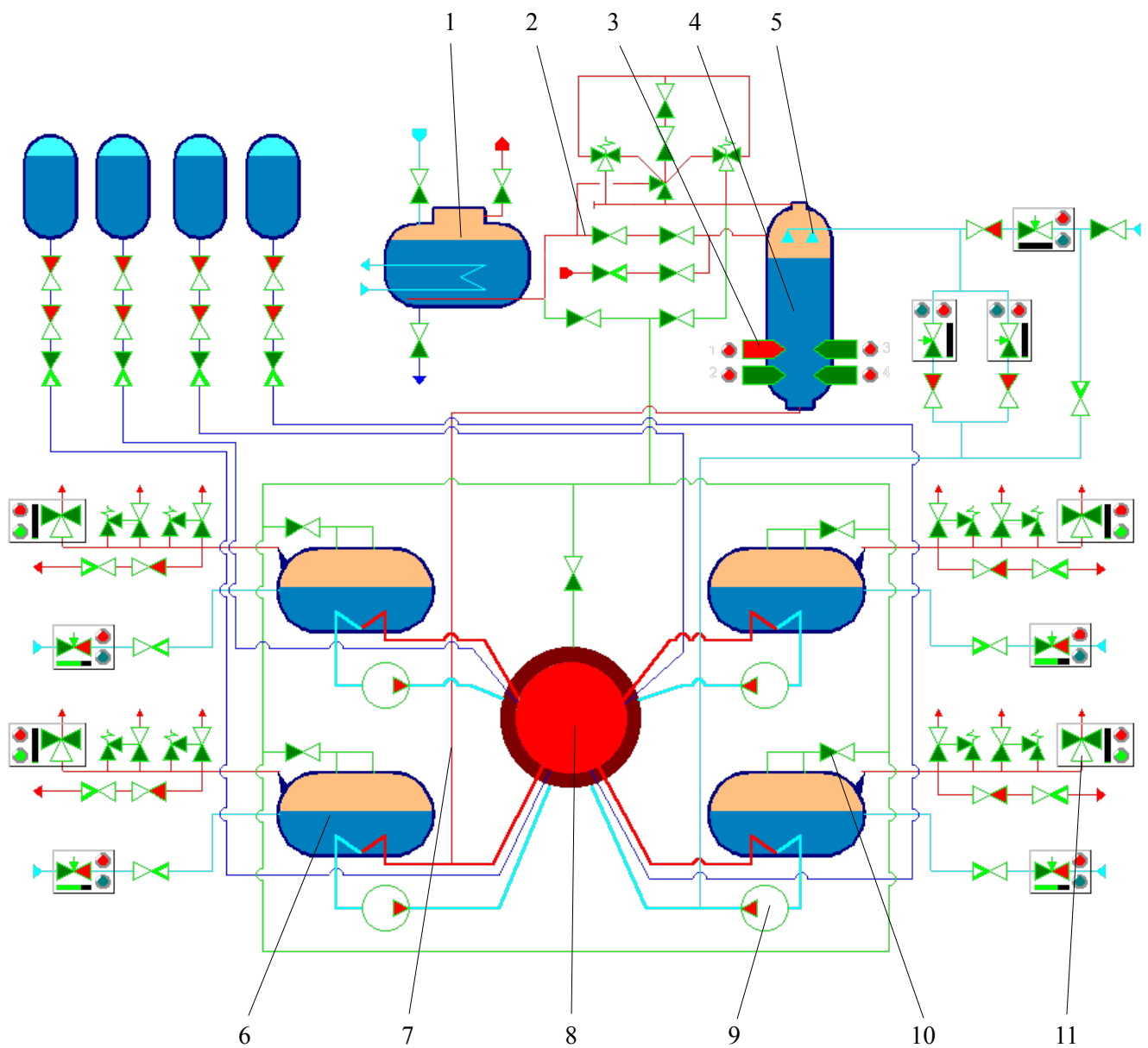
El nivel en el presurizador se mantiene mediante un controlador automático que considera como variables de entrada el nivel actual y la temperatura promedio del circuito primario. La regulación se lleva a cabo mediante válvulas en el sistema de alimentación y purga.

La presión en el presurizador se mantiene mediante un controlador automático que considera como variable de entrada la presión en la vasija del reactor. La regulación se lleva a cabo con calentadores eléctricos y con válvulas en el sistema de tuberías de inyección.

En el régimen estacionario bajo condiciones normales de operación, un grupo de calentadores eléctricos permanece encendido. Este grupo compensa pérdidas de calor.

Durante el encendido del reactor, cuando el circuito primario está frío, en lugar de cojín de vapor en el presurizador, un cojín de nitrógeno es usado. Cuando el circuito primario y el presurizador se calientan hasta alcanzar la temperatura de operación, el nitrógeno es reemplazado con vapor.

En el proceso de enfriamiento del reactor, el controlador automático mantiene la diferencia de temperatura entre el circuito primario y el presurizador inyectando agua desde la pierna fría del lazo del circuito primario o desde el sistema de alimentación y purga.



1. Condensador de burbujas.
2. Tuberías de descarga de vapor con válvulas de seguridad y válvulas de alivio.
3. Calentadores eléctricos del presurizador.
4. Presurizador.
5. Sistema de aspersión y tuberías de inyección.
6. Generadores de vapor.
7. Tubería de conexión de la pierna caliente con el presurizador.
8. Reactor.
9. Bombas de refrigerante primario.
10. Válvulas de seguridad (circuito secundario).
11. Válvulas de descarga hacia a la atmósfera de los generadores de vapor (BRU-A).

**Figura 1-7. Diagrama esquemático del sistema de control de presión en el circuito primario del VVER-1000**

### 1.3.6. Sistema de alimentación y purga del circuito primario

El sistema de alimentación y purga del circuito primario está diseñado para:

- Controlar las reservas de refrigerante.
- Cambiar la concentración de boro en el refrigerante.
- Purgar fugas en equipo del circuito primario.
- Purificación y retorno del refrigerante.
- Alimentar agua al circuito primario a través de las boquillas de las bombas de refrigerante del reactor.
- Alimentar concentrado de boro al circuito primario en caso de pérdida de energía eléctrica.

El diagrama esquemático del sistema de alimentación y purga se muestra en la figura 1-8. Incluye:

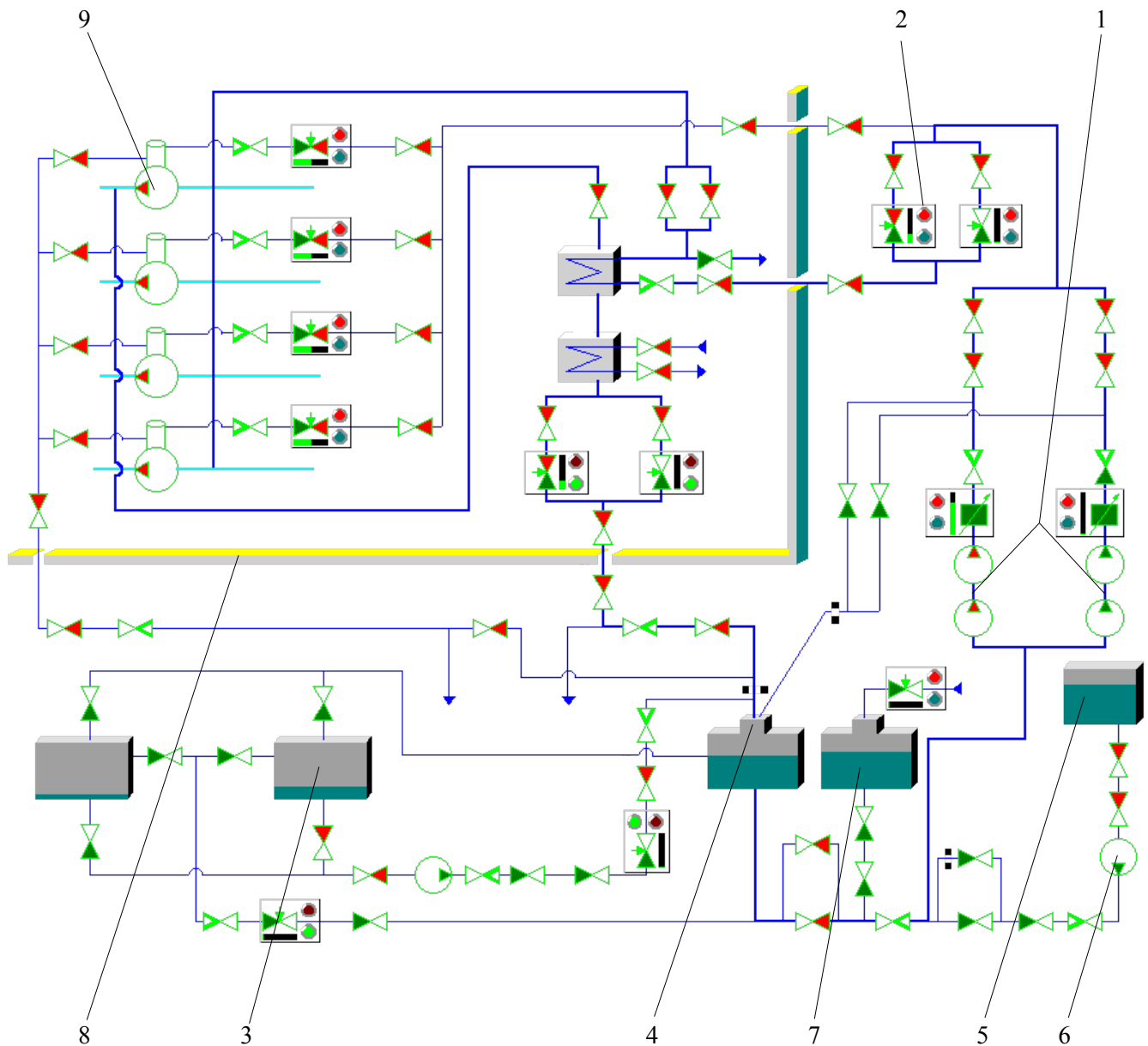
- Bombas a alta presión para inyección de refrigerante al circuito primario.
- Controlador automático de nivel en el presurizador.
- Dos tanques de almacenamiento de refrigerante primario.
- Desaireador de purga.
- Tanque de almacenamiento de concentrado de boro.
- Bomba de alimentación de concentrado de boro.
- Tanque de almacenamiento de agua químicamente pura.

El control de las reservas del circuito primario es llevado a cabo por válvulas de alimentación y purga. Un nivel en el presurizador por debajo del punto de ajuste indica que la masa de refrigerante en el circuito primario es insuficiente y una cantidad adicional es enviada entonces al circuito primario desde el tanque de almacenamiento de refrigerante primario hasta que el nivel en el presurizador alcanza el punto de ajuste. Por lo contrario, un nivel del presurizador por encima del punto de ajuste indica que hay un exceso de masa de refrigerante en el circuito primario y el flujo de purga aumenta mientras el de alimentación disminuye reduciendo, por tanto, la masa de refrigerante en el circuito primario. El refrigerante drenado pasa por intercambiadores de calor, en donde es enfriado hasta llegar a una temperatura de entre 40 y 55 [°C].

Después del enfriamiento, el refrigerante drenado entra en el sistema purificador de agua a baja presión.

Después de la purificación, fluye hacia el desaireador de purga para remover gases y es enviado de regreso al circuito primario. En condiciones normales de operación, sólo un tren de bombas de agua entra en operación. Las válvulas de control proveen flujos tanto de alimentación como de purga de entre 30 y 60 [t/h].

Parte del agua entra por la boquilla de la MCP, cuyo flujo es de aproximadamente 2 [m<sup>3</sup> / h]. La presión máxima de la bomba de agua es aproximadamente 20 [kg<sub>F</sub>/ cm<sup>2</sup>] por encima de la presión a la salida de la MCP.



1. Bombas a alta presión para inyección de refrigerante al circuito primario.
2. Control automático de nivel en el presurizador.
3. Tanques de almacenamiento de refrigerante primario.
4. Desaireador de purga.
5. Tanque de almacenamiento de concentrado de boro.
6. Bomba de alimentación de concentrado de boro.
7. Tanque de almacenamiento de agua químicamente pura.
8. Muro de la contención.
9. Bomba de refrigerante del reactor.

**Figura 1-8. Diagrama esquemático del sistema de alimentación y purga del VVER-1000**

### **1.3.7. Circuito secundario**

El circuito secundario del VVER-1000 incluye cuatro generadores de vapor horizontales, válvulas para aislamiento/descarga de vapor, línea de vapor principal, turbina, condensadores y sistemas para calentar y suministrar agua de alimentación.

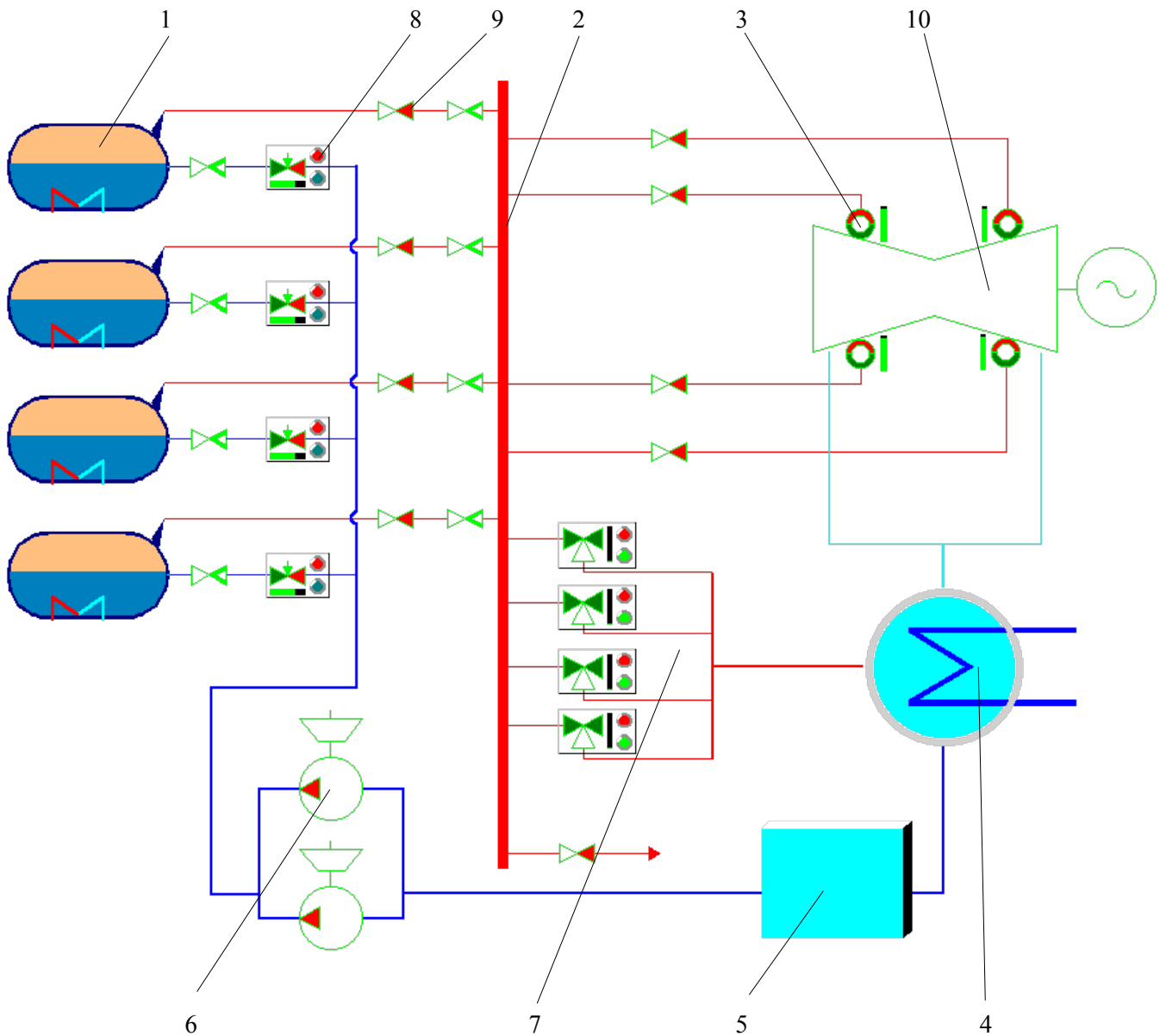
El vapor formado en los SG es enviado a la línea principal. En condiciones normales de operación, la mayor parte del flujo de vapor llega al cilindro de alta presión de la turbina a través de las válvulas gobernadoras de ésta. Al salir del cilindro de alta presión, el vapor entra en un separador para remover humedad residual. Después del separador, el vapor pasa a un recalentador en donde incrementa su temperatura y entra en los cilindros de baja presión de la turbina.

Cada uno de los cilindros de baja presión está conectado a un condensador por separado, en donde el vapor regresa al estado líquido al pasar a través de haces de tubos por los que se hace circular agua usada para enfriamiento.

Desde el condensador, el agua es bombeada hacia recalentadores a baja presión y hacia el intercambiador a alta presión, en donde se calienta por extracción de vapor desde la turbina. El agua llega al desaireador en donde todos los gases no condensables son removidos. Finalmente, el agua de alimentación es enviada de regreso a los generadores de vapor mediante las bombas de agua de alimentación.

El control y el registro del nivel de agua en cada SG es llevado a cabo por las válvulas de control de flujo de los generadores de vapor.

El diagrama esquemático del circuito secundario se muestra en la figura 1-9.



1. Generadores de vapor.
2. Línea de vapor principal.
3. Válvulas gobernadoras de la turbina.
4. Condensador.
5. Sistema de calentamiento de agua de alimentación (sistema regenerativo).
6. Bombas de agua de alimentación.
7. Válvulas “bypass” o de descarga directa al condensador (BRU-K).
8. Válvulas de control de flujo hacia los generadores de vapor.
9. Válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV).
10. Turbina-generador.

**Figura 1-9. Diagrama esquemático del circuito secundario del VVER-1000**



## **1.4. Sistema de Protección y Control del Reactor**

La regulación de la reactividad se logra cambiando la posición de las barras de control y/o alterando la concentración de boro en el refrigerante del primario.

El sistema de protección y control del reactor incluye los siguientes componentes:

- Conjunto de barras de control.
- Sistema de monitoreo de flujo neutrónico.
- Sistema de protección de emergencia.
- Sistema de protección preventiva, que incluye al regulador/limitador de potencia.
- Panel indicador de la posición de las barras de control.
- Tablero de control individual y colectivo de barras de control.
- Transmisores de parámetros técnicos.
- Sistema de procesamiento de señales y datos desde los transmisores de parámetros.

Los sistemas de protección que utilizan barras de control para el ajuste de la reactividad son descritos en el Apéndice I, “Operación del Sistema de Control y Protección”.

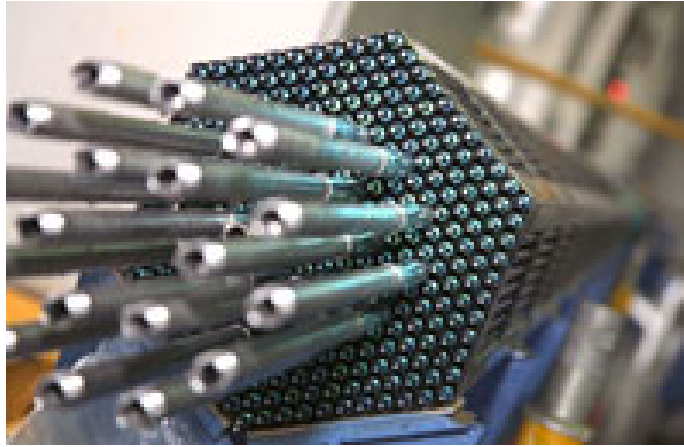
### **1.4.1. Sistema de barras de control**

Entre las funciones del sistema de barras de control están:

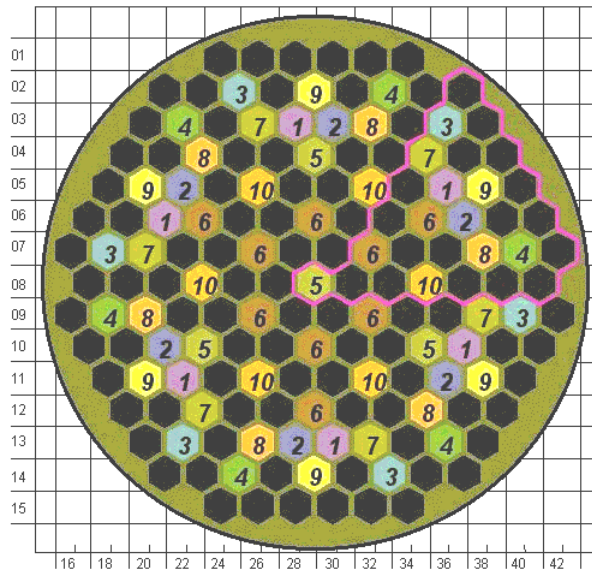
- Mantener un estado crítico a potencia estable y controlar la distribución de potencia en el núcleo.
- Cambiar la potencia del reactor.
- Proveer protección preventiva y de emergencia al reactor.

En el VVER-1000 hay 61 barras de control. Cada barra de control tiene 18 elementos absorbentes moviéndose dentro de los ensambles de combustible en canales especiales con mecanismos individuales, como se muestra en la figura 1-5. La fotografía de un ensamble de combustible real se muestra en la figura 1-10.<sup>[6]</sup>

Las barras de control están organizadas en 10 bancos, cuya distribución se muestra en la figura 1-11.<sup>[2]</sup>



**Figura 1-10. Barra de control del VVER-1000**



Los números representan el banco al que pertenece la barra de control

**Figura 1-11. Mapa de barras de control del VVER-1000**

Cuando el reactor opera a plena potencia, todos los bancos de barras de control están en la posición más alta (fuera del núcleo), excepto el banco número 10, ya que es utilizado para regulación de potencia. Este banco típicamente tiene la posición de 70-90% fuera del núcleo y sirve para compensar pequeños cambios en la reactividad debidos a variaciones de temperatura, concentración de boro, demanda eléctrica, etc.

El banco número 5 se utiliza para compensar efectos producidos por fenómenos como “envenenamiento” del reactor.

Todas las barras de control se usan al activarse la protección de emergencia (EP) y en la protección preventiva (PP).

Cuando la señal EP surge, todas las barras de control caen y tardan menos de 4 segundos en llegar hasta el fondo del núcleo (scram del reactor).

Cuando la señal de protección preventiva surge, bancos de barras de control se introducen de forma secuencial dentro del núcleo a velocidad normal de operación, o bien, un cierto grupo se deja caer para reducir rápidamente la potencia del reactor. También se implementa la prohibición de la extracción de barras de control.

La posición de las barras de control es mostrada en paneles presentes en la sala de control de la central nucleoelectrónica.

#### **1.4.2. Sistema de regulación de boro**

El objetivo del sistema de regulación de boro es la compensación de cambios lentos en la reactividad y mantener al reactor en estado crítico durante transitorios relacionados con “envenenamiento” por xenón y durante el encendido y el apagado del reactor.

En condiciones normales de operación, la regulación de boro provee:

- Compensación de cambios lentos en la reactividad asociados con desgaste del combustible y procesos transitorios de xenón.
- Compensación del incremento de la reactividad durante decaimiento de xenón y enfriamiento del reactor.
- El estado subcrítico que se requiere durante recargas de combustible y tareas de mantenimiento.

La regulación de boro también es útil para realizar cambios en la potencia del reactor.<sup>[4]</sup> La capacidad de absorción del sistema de regulación de boro fue elegida tomando en cuenta los siguientes dos requerimientos:

- Compensar la reactividad total en estado frío.
- Proveer el estado subcrítico no menor a 0.05% sin tomar en cuenta a las barras de control.

Este último requerimiento es satisfecho cuando la concentración de boro en el refrigerante es de 2.8 [g/kg], es decir, 16 [g/kg] de ácido bórico.

El sistema de regulación de boro permite cambiar la concentración de boro en una tasa de entre 15% y 20% por hora desde la concentración nominal.

El trabajo conjunto del sistema de regulación de boro y las barras de control mejoran la capacidad de maniobra del reactor.

#### **1.4.3. Sistema de monitoreo de flujo neutrónico**

El sistema de monitoreo de flujo neutrónico (llamado AKNP en los reactores VVER) está diseñado para determinar la potencia y el período del reactor (en el intervalo desde 10 hasta 200 [s]).

Provee un análisis comparativo con puntos de ajuste para ambos parámetros; genera señales para el sistema de protección y control, para el regulador/limitador de potencia (ROM) y para los paneles del cuarto de control.

El sistema de monitoreo de flujo neutrónico está dividido en tres partes:

- AKNP para el sistema de protección y control.
- AKNP para el proceso de recarga de combustible.
- AKNP para la sala de control principal.

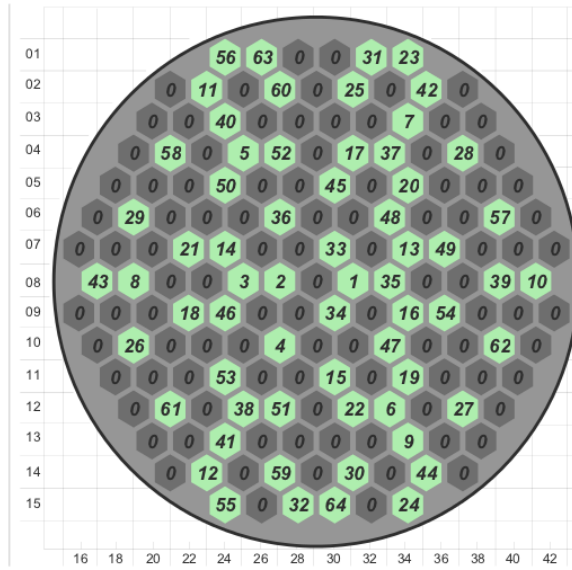
El AKNP para el sistema de protección y control provee monitoreo permanente del flujo neutrónico comenzando en el estado subcrítico del reactor y a todos los niveles de potencia. El sistema consiste en dos trenes independientes, teniendo cada uno sus propios detectores en canales adyacentes de cámaras de ionización fuera del núcleo.<sup>[2]</sup>

#### **1.4.4. Instrumentación dentro del núcleo**

Los canales para medición de flujo neutrónico (NFMC, por sus siglas en inglés) tienen como función monitorear la actividad de los neutrones en direcciones radial y axial en el núcleo del reactor. El ensamble NFMC consiste en un grupo de sensores instalados dentro de una carcasa protectora.

Se coloca dentro del tubo central del ensamble de combustible. En la parte superior del NFMC, un conector eléctrico con cable para señal es montado. Las señales desde los sensores de carga directa (hechos de rodio) son transmitidas a los instrumentos para obtener una medición.

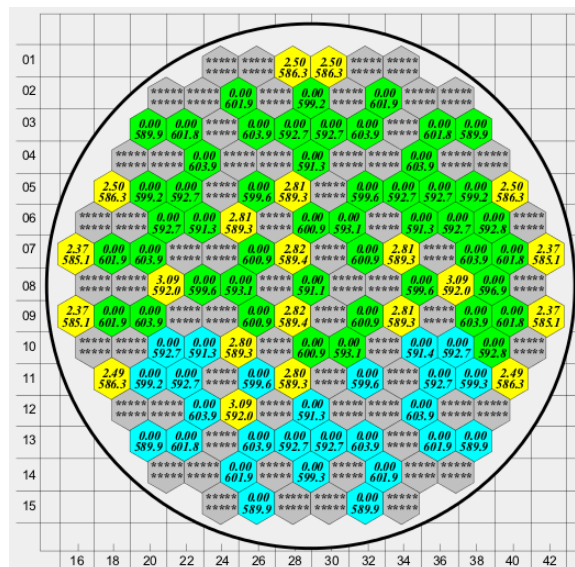
En el núcleo del reactor se tienen 64 ensamblajes NFMC. Las señales que cada uno de ellos generan proporcionan información representativa de la densidad de flujo neutrónico en el núcleo. El mapa de ensamblajes NFMC en el núcleo del reactor se muestra en la figura 1-12.<sup>[2]</sup>



La posición de los ensambles NFMC está marcada con los números 1, 2,...,64

**Figura 1-12. Mapa de canales para medición de flujo neutrónico en el núcleo**

Además de los ensambles NFMC, en la periferia de 91 ensambles de combustible, son instalados sensores de temperatura. Sus lecturas son usadas para determinar la potencia aportada por ensamble y para obtener el valor exacto de la potencia térmica del reactor. El mapa de sensores de temperatura se muestra en la figura 1-13.<sup>[2]</sup>



Los transmisores de temperatura están resaltados en azul, amarillo y verde.

**Figura 1-13. Mapa de transmisores de temperatura en el núcleo**

## 1.5. Sistemas de Seguridad

Los sistemas de seguridad del VVER-1000 deben estar en todo momento preparados para actuar y no participan en la operación normal de la planta. En caso de que los procesos, los sistemas de control y/o los operadores no puedan mantener los parámetros de operación en los límites prescritos, estos sistemas entran en acción.

Entre los sistemas de mayor relevancia están:

- Sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (alta presión).
- Sistema de protección del circuito primario contra sobre-presión.
- Sistema de protección del circuito secundario contra sobre-presión.
- Sistema de protección y control.
- Sistema de suministro de agua de alimentación de emergencia para los generadores de vapor.

El sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo incluye una parte a alta presión que tiene como objetivo inyectar concentrado de boro al reactor en el momento en el que la presión en éste es menor a 5.9 [MPa] (60 [kg<sub>F</sub>/cm<sup>2</sup>]).

El concentrado de boro (16 [g/kg] de ácido bórico) a una temperatura de entre 60 y 70 [°C] es entregado al reactor desde tanques a alta presión a través de cuatro trenes independientes. Dentro de los primeros 30 minutos, no se requiere acción del operador del reactor. Para la entrega de refrigerante al reactor, es utilizada la energía de nitrógeno comprimido. Se cuenta con válvulas de cierre de acción rápida para prevenir filtraciones de nitrógeno hacia el reactor.

El sistema del circuito primario contra sobre-presión protege a la vasija del reactor, al presurizador y a equipo del circuito primario contra incrementos de la presión por encima de los límites establecidos. Incluye válvulas de descarga de vapor en la línea que va desde el presurizador hasta el condensador de burbujas y una membrana de seguridad (ver figura 1-7).

La presión en el circuito primario no debe pasar de 15% más del valor nominal. En caso de que la presión en el presurizador aumente, parte del cojín de vapor mencionado en el punto 1.2.5 es enviado hasta el condensador de burbujas a través de una válvula de alivio. El vapor se condensa y el excedente de refrigerante en el condensador de burbujas es descargado para mantener un nivel constante.

Si la presión en el condensador de burbujas rebasa el límite de seguridad, la membrana se rompe y el exceso de presión es liberado hacia la contención. Una válvula de control permite reducir la presión en el circuito primario hasta cualquier valor definido por el operador. Los puntos de ajuste para la apertura total de las válvulas de impulso van desde 185 hasta 192 [kg<sub>F</sub>/cm<sup>2</sup>] y para cierre desde 170 hasta 175 [kg<sub>F</sub>/cm<sup>2</sup>].

El sistema del circuito secundario contra sobre-presión incluye válvulas para descarga de vapor hacia la atmósfera y hacia condensador y válvulas de seguridad de acción inmediata. En condiciones normales, el vapor fluye hacia la turbina a través de las válvulas gobernadoras (ver figuras 1-7 y 1-9).

La apertura de las válvulas gobernadoras altera el flujo de vapor hacia la turbina, modifica su carga y afecta la presión del vapor en la línea principal y en los generadores de vapor. Si la presión aumenta y sobrepasa el valor especificado, las válvulas para descarga de vapor hacia la atmósfera se abren, limitando la presión que puede alcanzar el vapor. Si la presión continúa en incremento, se abren las válvulas de descarga de vapor (sin pasar por la turbina) hacia el condensador, también llamadas válvulas “bypass”. Si después de todo esto la presión es aún muy alta, las válvulas de seguridad de los generadores de vapor se abren para asegurar que la presión del vapor no exceda el límite de seguridad.

## Capítulo 2

### Simulación: Conceptos Básicos y Terminología

#### 2.1. Introducción

Las computadoras juegan un papel cada vez más importante en la manera en cómo nuestra sociedad se organiza y son parte integral de la ciencia contemporánea. Están involucradas en todas las fases de la experimentación en el laboratorio.

Existe la manera de representar a un aparato o sistema por medio de un modelo matemático, que se obtiene a partir de las leyes de la física y de los elementos que lo componen.

Un simulador es un dispositivo electrónico o un programa de cómputo con la implementación del modelo matemático del sistema a representar. Es utilizado para conocer la respuesta, en términos prácticos, del sistema al asignarle una determinada señal de entrada. También es utilizado para conocer otros modos de operación del sistema o para optimizar un proceso que éste realice.<sup>[9]</sup>

La simulación ha hecho posible la realización de sistemas que de otra manera serían impracticables. Los controles sofisticados de aviones modernos y automóviles, los potentes microprocesadores de las computadoras de escritorio y los robots para viajes espaciales son posibles porque las simulaciones reducen sustancialmente la necesidad de costosos prototipos. Estos complicados sistemas están diseñados con la ayuda de la simulación; la paquetería de cómputo de simulación por sí misma se ha convertido en una parte importante de la mayoría de los esfuerzos de ingeniería.<sup>[10]</sup>

El éxito de un proyecto puede depender de la construcción de simuladores asequibles y fiables.

El uso de simuladores ha demostrado ser ventajoso en el entrenamiento y certificación de personal de centrales nucleoelectricas. En general, los simuladores son utilizados para el entrenamiento de personal de las siguientes áreas:

- Operación y control de la planta en general.
- Operación y control de sistemas por separado.
- Análisis de la respuesta de la planta ante fallas en equipo o instrumentación.
- Control de procesos de la planta.
- Ejecución del plan de emergencia y/o gestión de crisis.
- Vigilancia del núcleo y protección radiológica.
- Mantenimiento de la planta.



El entrenamiento es un componente esencial de una industria nuclear segura y económica. Típicamente la función de formación apuntala los objetivos y metas de la central. Éstos a su vez suelen estar relacionados con el marco legislativo que regula la actividades de la industria, como los requisitos de licencia del sitio según apliquen.<sup>[11]</sup>

## **2.2. Clasificación de los Simuladores para Entrenamiento**

Los simuladores tipo réplica (de alcance completo) han demostrado su valor en la capacitación de personal de las centrales nucleoelectricas. Sin embargo, los beneficios de la simulación no necesitan estar limitados al caso especial del simulador de alcance completo. Muchos de los objetivos del entrenamiento se pueden lograr utilizando varios tipos de simuladores.<sup>[11]</sup>

### **2.2.1. Simulador de tarea específica**

Está diseñado para el entrenamiento cuyo enfoque es en ciertas áreas en particular. Se tratan sistemas o fenómenos específicos de la planta que podrían ser simulados de una manera más precisa que con un simulador de alcance completo. Por ejemplo: Simulador de rupturas en los tubos de los generadores de vapor, arranque y operación de generadores diesel, etc.

### **2.2.2. Simulador de principios básicos**

Ilustra los procedimientos generales de operación y procesos físicos fundamentales de una central nucleoelectrica. Proporciona el entendimiento de los modos comunes de operación y se enfoca en los sistemas principales; los sistemas auxiliares y de soporte pueden ser obviados.

### **2.2.3. Simulador compacto**

Provee un medio de capacitación sobre los procedimientos operativos de una manera simplificada. La fidelidad en el modelado es equivalente a la de un simulador de alcance completo, sin embargo, no se cuenta con una réplica del cuarto de control. Son herramientas poderosas en el entrenamiento básico de nuevos operadores y de personal fuera del cuarto de control.

### **2.2.4. Simulador gráfico**

En este simulador, se tiene una representación gráfica de los parámetros de control y del ambiente operativo. Por ejemplo, los tableros del cuarto de control pueden ser mostrados en unidades de visualización o en imágenes virtuales sintetizadas.

Es una alternativa de bajo costo a otros simuladores que requieren el uso de hardware propio del cuarto de control. El alcance de este tipo de simuladores puede llegar a ser completo.

### **2.2.5. Simulador multifuncional**

En ocasiones el término “multifuncional” es usado para referirse a simuladores compactos o gráficos, mencionados previamente. En general, la fidelidad en el modelado es cercana o igual a la del simulador de alcance completo, pero la interfaz humano-máquina (ver punto 2.5.1) posee una combinación de instrumentación virtual y real. Este tipo de simulador puede ser extendido hasta un simulador de alcance completo.

### **2.2.6. Analizador de planta**

Es un dispositivo de entrenamiento para estudiar transitorios complejos de la planta o accidentes a detalle. Como el objetivo es dar una descripción detallada del comportamiento de la central, la simulación de un analizador de planta no necesariamente debe operar en tiempo real ni mostrar todos los datos de operación; los resultados de la simulación son presentados en un formato que conduce al análisis.

La manera de caracterizar un simulador en relación con su planta de referencia se describe en el Apéndice II, “Criterios de Clasificación para Diferentes Simuladores”.

## **2.3. Ventajas y Desventajas del Uso de la Simulación**

Algunos beneficios en el uso de simuladores:

- La obtención de conocimiento sobre averías, transitorios y accidentes.
- La reducción del riesgo a los equipos de la planta y al personal.
- La capacidad de repetir un escenario tantas veces como sea necesario para el correcto aprendizaje;
- La capacidad para formar al personal sobre los eventos reales de la central;

Asimismo, el uso de varios tipos de simuladores proporciona un entrenamiento progresivo que va desde el entrenamiento inicial hacia operaciones integradas más complejas de la planta y entrenamiento en equipo que es ejercido en un simulador de alcance completo.

Debe tomarse en cuenta que cualquier simulador es solamente un auxiliar en el entrenamiento. Calificar a un simulador basado exclusivamente en factores como el alcance, la fidelidad o sofisticación técnica puede ser engañoso. El verdadero criterio debería ser la capacidad general de mejorar el proceso de entrenamiento. Esto

depende de cuándo, cómo y por quién es usado el simulador. Es claro que el uso inapropiado de un simulador puede llevar a entrenamiento deficiente o incluso inducir al aprendiz al error.

En el caso de simuladores en los que la planta, el cuarto de control y la instrumentación se representan de manera simplificada o idealizada (lo cual tiene poca relación con la planta real), se requiere especial cuidado. La manera en la que el simulador será usado y evaluado debe ser cuidadosamente considerada durante la etapa de diseño.<sup>[9][11]</sup>

## **2.4. Características de un Simulador**

### **2.4.1. Control del simulador**

#### Detener (stop), pausar (freeze) y ejecutar (run)

La simulación puede ser detenida o pausada y reanudada en cualquier momento.

#### Tiempo lento.

La capacidad de tiempo lento es usada en el análisis de transitorios rápidos. Lo común es alterar la escala de tiempo para que sea un décimo del tiempo real.

#### Tiempo rápido.

El tiempo rápido se utiliza para alcanzar rápidamente las condiciones deseadas de la planta sin intervención del operador en transitorios de larga duración. Ejemplos de este tipo de transitorios son: la fase de calentamiento/enfriamiento de la planta, la evacuación del condensador, la generación de calor de decaimiento, proceso de generación de hidrógeno, aumento/quemado de concentración xenón-yodo, etc.

#### Modalidad “paso a paso”

En esta modalidad, la simulación de procesos se detiene al final de cada etapa y el usuario puede iniciar la siguiente cuando lo juzgue conveniente. Esta función es útil para la depuración o afinación de las maniobras.

#### Captura y ejecución de estado actual

Es posible guardar en un archivo los principales parámetros de la planta en cualquier punto de la sesión de entrenamiento. Al iniciar el simulador, este archivo puede ser cargado para obtener los valores de los parámetros que se convertirán en las nuevas condiciones iniciales para otra sesión de entrenamiento o para restaurar la sesión previa.

### Repetición instantánea

Se trata de la función que el simulador puede poseer para repetir todas las acciones del usuario y reproducir las reacciones de la planta con el fin de realizar el análisis correspondiente. En esta modalidad, la intervención del operador no es posible.

El proceso de repetición instantánea puede ser interrumpido en cualquier momento para continuar con el entrenamiento.

## **2.4.2. Control del ejercicio/escenario**

### Condiciones iniciales

Un conjunto de condiciones iniciales puede ser usado para ejecutar el simulador en algún estado de la planta en particular. Un gran número de condiciones iniciales (limitado solamente por el espacio en disco) debe estar disponible para el instructor.

### Parámetros externos

Son cambiadas o establecidas por el instructor variables como la temperatura ambiente, el nivel en el río, etc.

### Fallas

Una o más fallas pueden ser disparadas cuando cierto tiempo de simulación transcurra o ante la ocurrencia de un evento en particular, como puede ser una variable de un proceso específico alcanzando cierto valor. La intensidad de la falla puede presentar el crecimiento súbito o gradual en un intervalo de tiempo de alguna variable o parámetro.

### Gráficas y registros de tendencias

Es posible grabar registros cronológicos de los valores que toman las variables de la simulación que sean definidas por el usuario durante cualquier período de tiempo de la sesión de entrenamiento. Los valores pueden ser vigilados conforme se almacenan o vistos en forma tabular o gráfica de las funciones  $x = f(t)$  (o  $X = F(s)$ ) al finalizar la sesión.<sup>[12]</sup> Pueden obtenerse copias impresas de las curvas producidas para realizar un análisis detallado.

### Balances

Un aspecto muy importante es mostrar diferentes balances de masa o de energía durante transitorios. Por ejemplo, durante el transitorio de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA, por sus siglas en inglés), el balance de

refrigerante en el circuito primario es de suma importancia. Desde esta perspectiva, dichos balances pueden ser mejor presentados en gráficas de barras o dibujos.

### Ejercicios estándar

Desde la estación del instructor, pueden ser preparados de antemano y activados en cualquier momento ejercicios estándar. Estos ejercicios pueden ser, por ejemplo, almacenados en una computadora como archivos, los cuales contienen comandos simplificados representando todas las funciones disponibles incluyendo el control de tiempo en la simulación. El instructor puede cargar un ejercicio desde un archivo para iniciar una sesión de entrenamiento con el escenario deseado.

### **2.4.3. Herramientas de evaluación**

#### Sumario del ejercicio

Es una lista cronológica de las acciones tomadas por el aprendiz y por el instructor durante las sesiones de entrenamiento. Siempre debe ser almacenado, pero puede ser revisado en línea y reportado en copia impresa.

#### Evaluación del usuario

Una evaluación automatizada del usuario puede ser establecida. El propósito es asistir al instructor en la evaluación del desempeño de los aprendices en un criterio especificado y la medición del nivel de competencia en diferentes áreas. Esta función puede, por ejemplo, grabar todas las decisiones tomadas por el aprendiz durante la sesión de entrenamiento y comparar sus acciones con el procedimiento apropiado. Al final del ejercicio, un reporte conciso debe ser impreso.

#### Ejercicios autoguiados

La modalidad de ejercicio autoguiado podría ser implementada como un sistema experto, el cual abarca las reglas a seguir, dependiendo del transitorio y las acciones de los aprendices. Después del análisis el aprendiz es capaz, de ser apropiado, de repetir el ejercicio de simulación a partir del punto en el cual se desvió del procedimiento correcto.

### **2.5. Criterios de Diseño**

Es importante saber si el simulador requiere un instructor o si el aprendiz puede usar el simulador por cuenta propia. En el último caso, se requieren funciones especiales para generar ejercicios/escenarios guiados para

ayudar al usuario durante el entrenamiento, dar seguimiento y control al desempeño del estudiante y registrar las conclusiones sobre el desempeño del aprendiz.

El eficiente diseño y uso de un simulador depende de un cuidadoso análisis de las necesidades de entrenamiento.

Existe una serie de consideraciones para la adecuada integración de los simuladores en el programa de formación; por ejemplo:

- Disponibilidad  
¿Se tendrá la necesidad de tener varios simuladores para satisfacer las demandas de entrenamiento?
- Movilidad  
¿Será necesario o deseable mover los simuladores de cuarto a cuarto o incluso entre ubicaciones remotas?
- Confiabilidad  
¿Los simuladores serán suficientemente confiables para asegurar entrenamiento efectivo y evitar demoras en el programa de entrenamiento?
- Adaptabilidad  
¿Los simuladores necesitarán ser reconfigurados para diferentes aplicaciones y, de ser así, puede hacerse fácil y rápidamente?
- Posibilidad de actualización  
¿Será deseable mejorar el alcance del simulador en el futuro y, de ser así, será fácil de hacer?

### **2.5.1. Interfaz humano-máquina**

La manera en la que es entregada la información al usuario es importante. Usualmente, la información puede ser clasificada de lo general a lo particular. Una buena estructura en la presentación de la información podrá facilitar un mejor entendimiento. La interfaz humano-máquina (HMI, por sus siglas en inglés) puede contribuir al cumplimiento de los objetivos del entrenamiento.<sup>[11][12]</sup>

Algunas consideraciones importantes con respecto a la HMI son:

- El entrenamiento representa nuevos retos. El diseño de la HMI debe evitar introducir nuevas dificultades al proceso de formación; por ejemplo, a través de un diseño que no es fácil de usar.

- La HMI debe ser consistente con el alcance, detalle y precisión de los modelos. Si la HMI es insuficiente, no se aprovecha todo el poder de la simulación y parte de la información no estará disponible para el usuario. Es deseable que la HMI sea expandible.
- El costo de la HMI ocupa una parte importante del costo total del simulador.

La HMI debe tomar en cuenta también los objetivos del entrenamiento. Por ejemplo:

- Cuando los objetivos del entrenamiento estén relacionados con habilidades de los operadores, el simulador debe incluir una HMI similar a la instrumentación de los tableros (réplica o representación por software).
- Cuando los objetivos del entrenamiento estén relacionados con el entendimiento de fenómenos, el simulador puede incluir otro tipo de HMI en donde la fidelidad de los componentes interactivos es menos importante que el ambiente de representación gráfica de salidas y pantallas. Por ejemplo, personal de operación e ingeniería puede necesitar un simulador con los mismos modelos pero con la HMI completamente diferente.

### **2.5.2. Características específicas**

El simulador debe ser especificado correctamente e incluir la posibilidad de realizar mejoras en él conforme las necesidades de entrenamiento de la planta cambian. De acuerdo con lo anterior, el simulador debe tener las siguientes características:

#### Mantenimiento

El diseño de modelos para simulación y HMIs debe considerar un fácil mantenimiento. Con este propósito, toda la información sobre los modelos y las configuraciones deben ser detalladas en el manual de instrucciones o en las notas del código fuente.

#### Enfoque modular

En simulación, suelen crearse módulos de programación en lugar de un paquete monolítico, ya que los mecanismos de un sistema no pueden verse como un todo; las operaciones complejas deben ser divididas en piezas manejables, resueltas una por una.<sup>[10]</sup>

## Actualización

La experiencia ha demostrado que es deseable que a un simulador le pueda ser incrementado su alcance y profundidad de modelado. En ese sentido, es prudente proveer recursos de cómputo de reserva, como la memoria virtual.

Al añadir nuevas funciones, modelos de sistemas o componentes adicionales, es posible que exista la necesidad de mejoras o reemplazos en el hardware.<sup>[10]</sup> La portabilidad del software para simulación se vuelve una consideración importante.

## Documentación

La documentación debe permitir que la operación, el mantenimiento y las mejoras sean posibles de aplicar al simulador sin dificultad. Las siguientes áreas en la documentación pueden ser identificadas:

- Documentación de diseño y desarrollo (especificaciones técnicas de la planta).
- Descripción de las fallas (transitorios, análisis causa-efecto, etc.).
- Documentación de control y pruebas.
- Manuales del usuario.
- Documentación de mantenimiento.

## Portabilidad

Con el objeto de minimizar costos al ser necesario actualizar el software del simulador después de un tiempo, es importante implantar ciertas normas como pueden ser:

- Uso de lenguajes de programación estandarizados.
- Uso de software comercial (para manejo de bases de datos, hojas de cálculo, gráficos, etc.) cuando resulte conveniente.
- Uso de protocolos de comunicación estándar.
- Identificar las áreas en el código que sean independientes del sistema operativo o del hardware.

### **2.5.3. Datos necesarios**

Es necesario establecer los nombres clave, con descripciones de símbolos gráficos y cualquier otra información que sea útil, de las variables del simulador.<sup>[9]</sup> Resulta conveniente obtener estos nuevos nombres a partir de la convención que se tiene de la nomenclatura utilizada en la planta.



La información de la planta puede ser usada para cumplir con los requisitos de las bases de datos del simulador, que pueden estar organizadas de la siguiente manera:

- Lista de instrumentos del cuarto de control.
- Lista de parámetros de operación de la planta.
- Lista de componentes mecánicos.
- Lista de componentes eléctricos.
- Lista de componentes de control remoto.
- Diagramas de flujo simulados.
- Sistemas eléctricos simulados.
- Diagramas lógicos simulados
- Regulaciones simuladas.
- Lista de dispositivos controlados manualmente.

También se requieren datos de sistemas y/o componentes especiales, como los siguientes:

- Vasija y núcleo del reactor.  
Planos de la vasija del reactor, datos de las barras de control, datos termohidráulicos del reactor, etc.
- Sistema de enfriamiento primario.  
Curvas características de bombas, planos del presurizador incluyendo conexión con válvulas de seguridad, etc.
- Enfriamiento de emergencia del núcleo y contención.  
Descripción del sistema de ventilación de la contención, características de distintas bombas de inyección, etc.
- Sistema de vapor principal.  
Descripción de válvulas de seguridad del circuito secundario, diagramas de equilibrio térmico del circuito secundario, mostrando flujos, temperaturas y otros parámetros termodinámicos, etc.
- Turbina y condensador de vapor principal.  
Planos de la turbina, el separador de humedad y del condensador, curvas características y constantes de tiempo de las válvulas gobernadoras.
- Sistema de agua de alimentación.  
Curvas características de las bombas de agua de alimentación, datos del intercambiador de calor, etc.

- Sistema eléctrico.  
Características del generador, datos de sincronización, reactancia de la línea, etc.
- Control e instrumentación.  
Constantes de tiempo, puntos de ajuste y características de la respuesta de los controladores simulados, descripción de cada tipo de instrumento, etc.

#### **2.5.4. Simulación del estado estable**

En un simulador deben existir conjuntos de operación en estado estable. Normalmente se tienen varios, que incluyen a la planta operando a 25%, 50%, 75% y 100% de su potencia. El simulador tiene que mantener el estado estable elegido durante un largo tiempo. Por esta razón, esta especificación es muy importante.

#### **2.6. Ejemplos**

Algunos ejemplos se mencionan para ilustrar la utilización de distintos tipos de simulador en las centrales nucleoelectricas.

##### Paks (Hungria) - VVER-440/213

En esta central, un simulador compacto de reactor VVER-440 reduce la necesidad de un simulador de alcance completo. Este simulador se usa para el entrenamiento de candidatos a operador de reactor antes de iniciar su entrenamiento en el simulador réplica. Es utilizado por operadores para entrenamiento autodidacta e incluso a estudiantes universitarios se les da la oportunidad de aprender sobre la operación de la planta. Simuladores similares han sido usados desde 1990 en la central Kola (Rusia) y desde 1991 en la central Rivne (Ucrania).<sup>[11]</sup>

##### Laguna Verde (México) - BWR-5

Posee un simulador de alcance completo de reactor BWR-5 y está instalado en el centro de entrenamiento de la central. El simulador es utilizado para capacitar a los operadores con el objeto de obtener o renovar la licencia reglamentaria. Cuenta con 21 tableros que tienen instrumentación idéntica a los que se encuentran en el cuarto de control de la central. Los modelos matemáticos utilizados reproducen el comportamiento de la unidad 1 de Laguna Verde en todos los intervalos de operación (condiciones normales y de falla/contingencia), desde el arranque hasta la operación a plena potencia, cambios de carga, pruebas a los sistemas de emergencia y pruebas de transitorios.<sup>[13]</sup>

### Zaporizhia (Ucrania) - VVER-1000

En la central Zaporizhia, un simulador multifuncional de reactor VVER-1000 sirve en el refuerzo del entrenamiento en el simulador réplica. Utilizar el simulador multifuncional brinda la oportunidad de obtener un entrenamiento de costo eficaz para diferentes tipos de personal en la central nucleoelectrica. La fidelidad y profundidad del modelado son prácticamente las de un simulador de alcance completo, pero la representación y el control son provistos a través de diagramas gráficos de la planta. Simuladores similares son usados en la central Kalinin (Rusia) y en el VNIIAES, Moscú.<sup>[11]</sup>

### Kursk (Rusia) – RBMK-1000

Diferentes simuladores funcionales de tarea específica son usados en el centro de entrenamiento de esta central nucleoelectrica para capacitar personal. Como ejemplo, en la central ha estado en servicio un simulador de tarea específica de la turbina, con los que se capacita a los trabajadores de esta sección.<sup>[11]</sup>

### Gronhde (Alemania) – PWR

En esta central se usa un simulador de cierta parte del cuarto de control para representar los sistemas de seguridad relevantes y el control complejo del reactor. Este simulador ha sido usado desde 1990. El énfasis del entrenamiento está puesto en el entendimiento de las interacciones entre los fenómenos físicos y los sistemas de instrumentación y control. Para reducir costos, se ha desarrollado una interfaz gráfica con diagramas detallados de los sistemas.<sup>[11]</sup>

## Capítulo 3

### Simulador de Reactor VVER-1000

La Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés) ha establecido una actividad de difusión de programas de simulación por computadora de reactores nucleares para apoyar a los países miembros en materia de educación y entrenamiento. El objetivo es proporcionar, para una variedad de tipos avanzados de reactores, penetración y práctica en sus características de funcionamiento y su respuesta a las perturbaciones y las situaciones de accidente. Para lograr esto, el organismo se encarga de la elaboración y distribución de programas de simulación y material de capacitación y patrocina cursos y talleres.<sup>[2]</sup> En la presente tesis es utilizado el simulador de reactor VVER-1000 del MEPHI.

Posee un entorno gráfico en el que los elementos se representan por medio de los símbolos comúnmente asociados a cada uno de ellos y que aparecen interconectados en un diagrama unifilar; la interacción del usuario con el programa es a través del teclado y el ratón (mouse).

Los sistemas se muestran en “páginas” dentro del mismo programa (una página para el circuito primario, otra para el mapa de barras y los sistemas de protección, etc.) con el objeto de simplificar la localización y la operación de los dispositivos. En algunas páginas existen puntos que indican la conexión con otro sistema y que a su vez, son accesos directos a otras páginas.

Es un simulador de principios básicos que, de acuerdo con la clasificación dada en el punto 2.2, utiliza modelos simplificados y no se consideran todos los sistemas auxiliares presentes en la central nucleoelectrica; tiene el propósito de familiarizar a todo aquel interesado en entender el funcionamiento del reactor. Ofrece una respuesta dinámica suficientemente fiel a la realidad desde un punto de vista académico.

El programa está diseñado para el sistema operativo Microsoft Windows (XP o versiones más recientes), el cual puede ser sistema nativo o sistema huésped. En el último caso se ejecuta desde una máquina virtual dentro del sistema Mac OS o desde cualquier distribución de Linux.

Para la realización de la presente tesis se ejecutó el simulador en una máquina virtual Windows XP con el programa Oracle VM Virtualbox desde Ubuntu Linux y cabe señalar que el simulador no funciona correctamente cuando se ejecuta desde la capa de compatibilidad Wine\*.

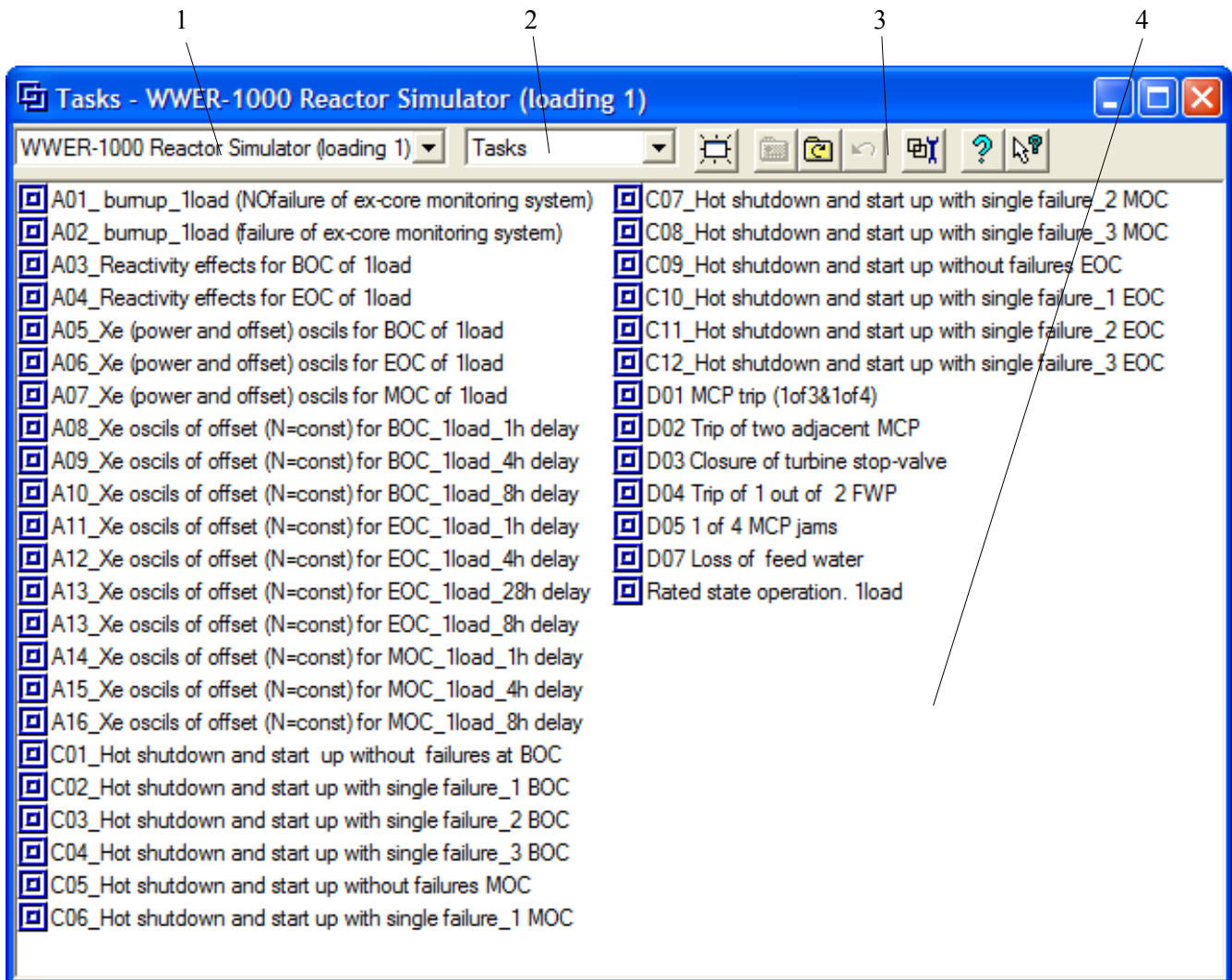
---

\*Reimplementación del conjunto de funciones y procedimientos de Windows para sistemas basados en Unix.

### 3.1. Ejecución del Simulador

#### 3.1.1. Ventana de tareas (Tasks)

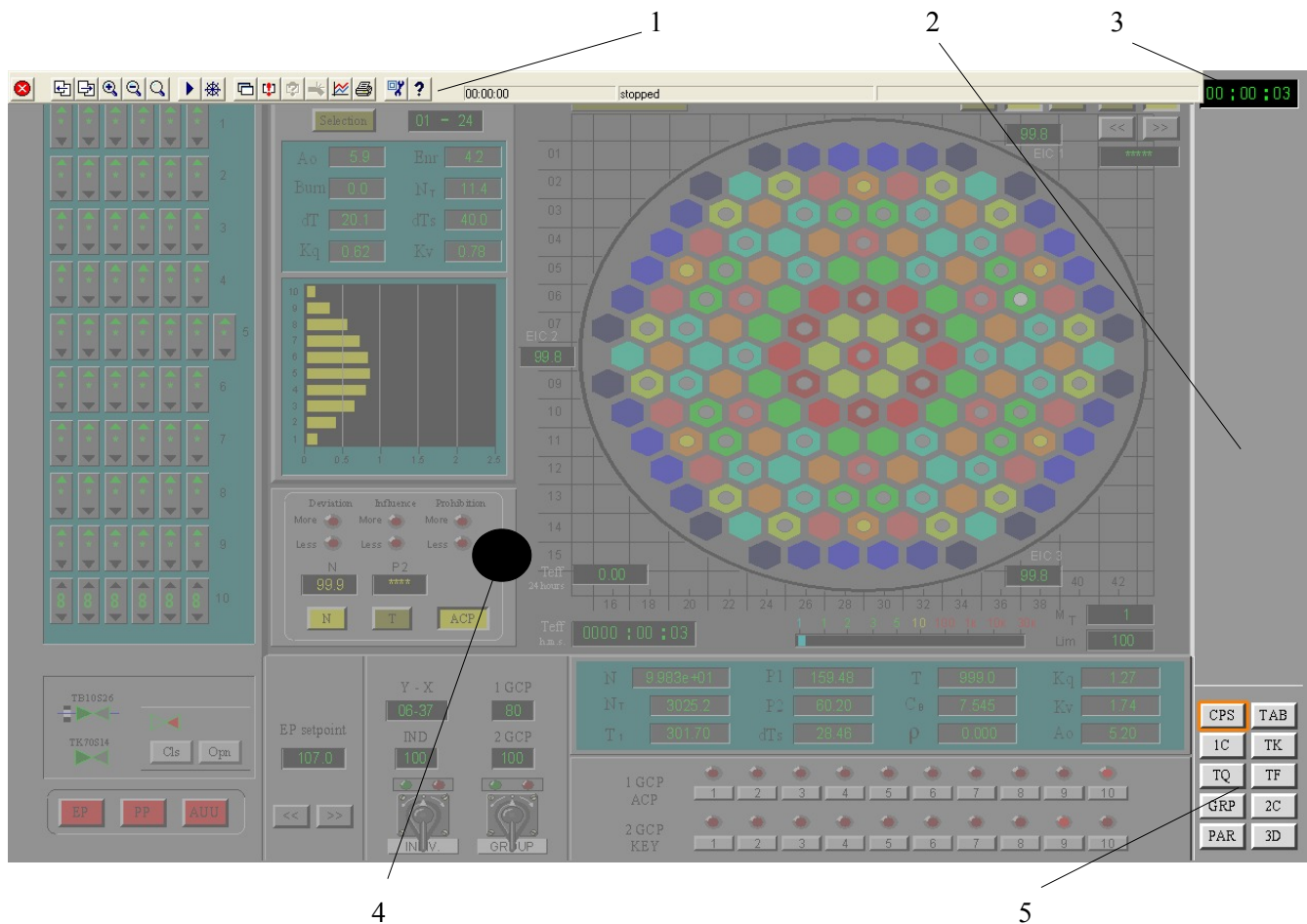
Es la primera ventana del simulador, en la que son presentados los escenarios posibles de arranque (condiciones iniciales para ejercicios o análisis de fenómenos). También es posible acceder a los registros cronológicos o protocolos de las maniobras realizadas en cada escenario.



1. Disposición de la carga del núcleo (enriquecimiento).
2. Selector de tareas, protocolos, registros o condiciones iniciales grabadas.
3. Barra de herramientas.
4. Lista de elementos disponibles de la categoría elegida.

**Figura 3-1. Ventana de tareas del simulador**

Una vez elegido el escenario, arranca el simulador en la página de Control de la Reactividad (descrita en el punto 3.2.1). La simulación se mantiene detenida hasta que el usuario decida iniciarla. En la figura 3-2 son mostrados los elementos comunes a todas las páginas del simulador.



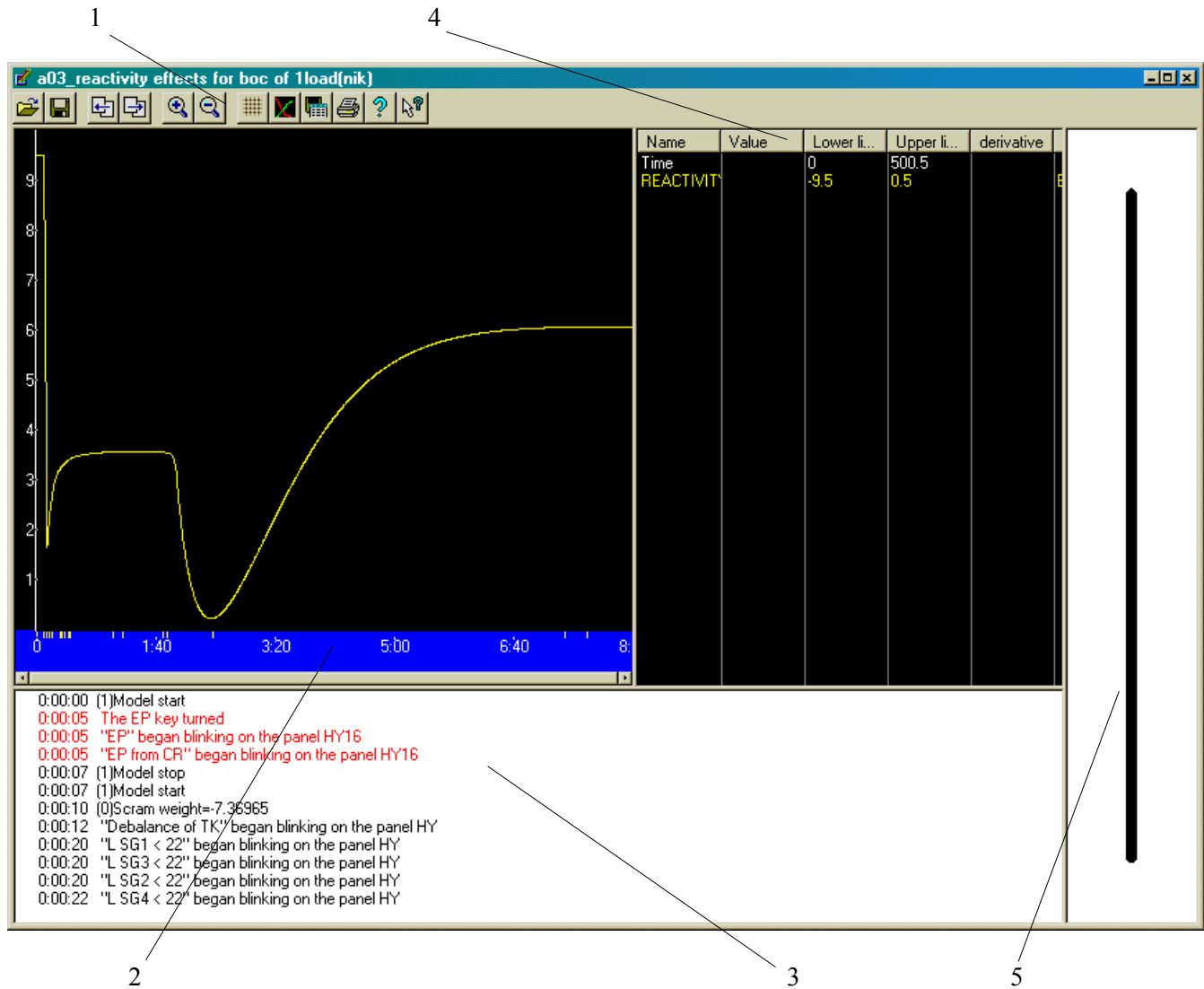
1. Barra de herramientas.
2. Espacio para controles propios de cada pantalla.
3. Reloj del simulador.
4. Página activa del simulador.
5. Selector de páginas.

**Figura 3-2. Elementos comunes a las páginas del simulador**

### 3.1.2. Visor de protocolos

En el visor de protocolos aparecen registradas las maniobras hechas por el usuario al terminar una simulación. Sirve para analizar la tendencia de los parámetros de mayor relevancia a lo largo de la sesión de entrenamiento. Forma parte de las herramientas de evaluación descritas en el punto 2.4.3. El visor de protocolos es mostrado en la figura 3-3.

La línea del curso del entrenamiento aparece del lado derecho de la ventana. Cuando la secuencia de eventos simulados es lineal, la trayectoria es presentada como una línea negra continua. Si durante la sesión de entrenamiento, un estado del simulador se ha guardado y tiempo después el modelo ha sido devuelto a dicho estado, la línea presentará discontinuidades y/o ramificaciones.

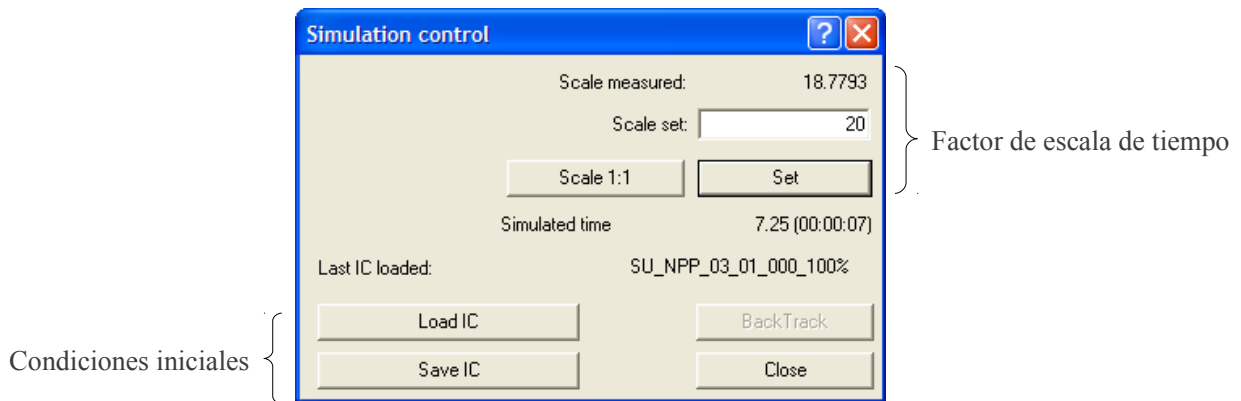


1. Barra de herramientas.
2. Gráficas de los parámetros relevantes.
3. Lista de eventos y acciones del usuario.
4. Lista de parámetros cuyas gráficas son mostradas.
5. Línea del curso del entrenamiento.

**Figura 3-3. Características de la ventana de protocolos**

### 3.1.3. Control de la simulación

El cuadro de diálogo para el control de la simulación, mostrado en la figura 3-4, incluye las funciones analizadas en el punto 2.4.1.



**Figura 3-4. Cuadro de diálogo para el control de la simulación**

### 3.2. Páginas del Simulador

En total son 10 las páginas con las que cuenta el simulador:

1. Página del Control de la Reactividad (CPS).
2. Página del Tablero Anunciador (TAB).
3. Página del Circuito Primario (1C).
4. Página del Sistema de Alimentación y Purga (TK).
5. Página de los Sistemas de Apoyo a Procesos (TQ).
6. Página del Sistema de Enfriamiento de Agua Extraída (TF).
7. Página del Circuito Secundario (2C).
8. Página de Tendencias (GRP).
9. Página de Parámetros del Núcleo (PAR).
10. Página del Diagrama Tridimensional (3D).

En todas las páginas del simulador, las mediciones están dadas en las siguientes unidades:

Flujo	[t/h]
Presión	[kg <sub>f</sub> / cm <sup>2</sup> ]
Temperatura	[°C]
Concentración	[g/kg]



Posición (válvulas)	Rango continuo de 0 a 1
Reactividad	$[\% \Delta k/k]$

Para identificar instrumentos y componentes, se utiliza la siguiente nomenclatura:

S	Válvula
B	Tanque
W	Intercambiador de calor
D	Bomba
T	Temperatura
L	Nivel
F	Flujo
P	Presión
Q	Concentración

Así, YB40L14 representa el nivel en un tanque, TV30Q01 la concentración de ácido bórico en el refrigerante primario , etc.

### 3.2.1. Página del Sistema de Protección y Control (CPS)

Es la pantalla principal del simulador. El equipo de control de la reactividad presentado en el simulador incluye:

- Interruptores para operar bancos de barras de control.
- Interruptores para operar barras de control individualmente.
- Llaves del sistema de protección del reactor.
- Selector del punto de ajuste para la protección de emergencia.
- Selectores de bancos de barras de control.

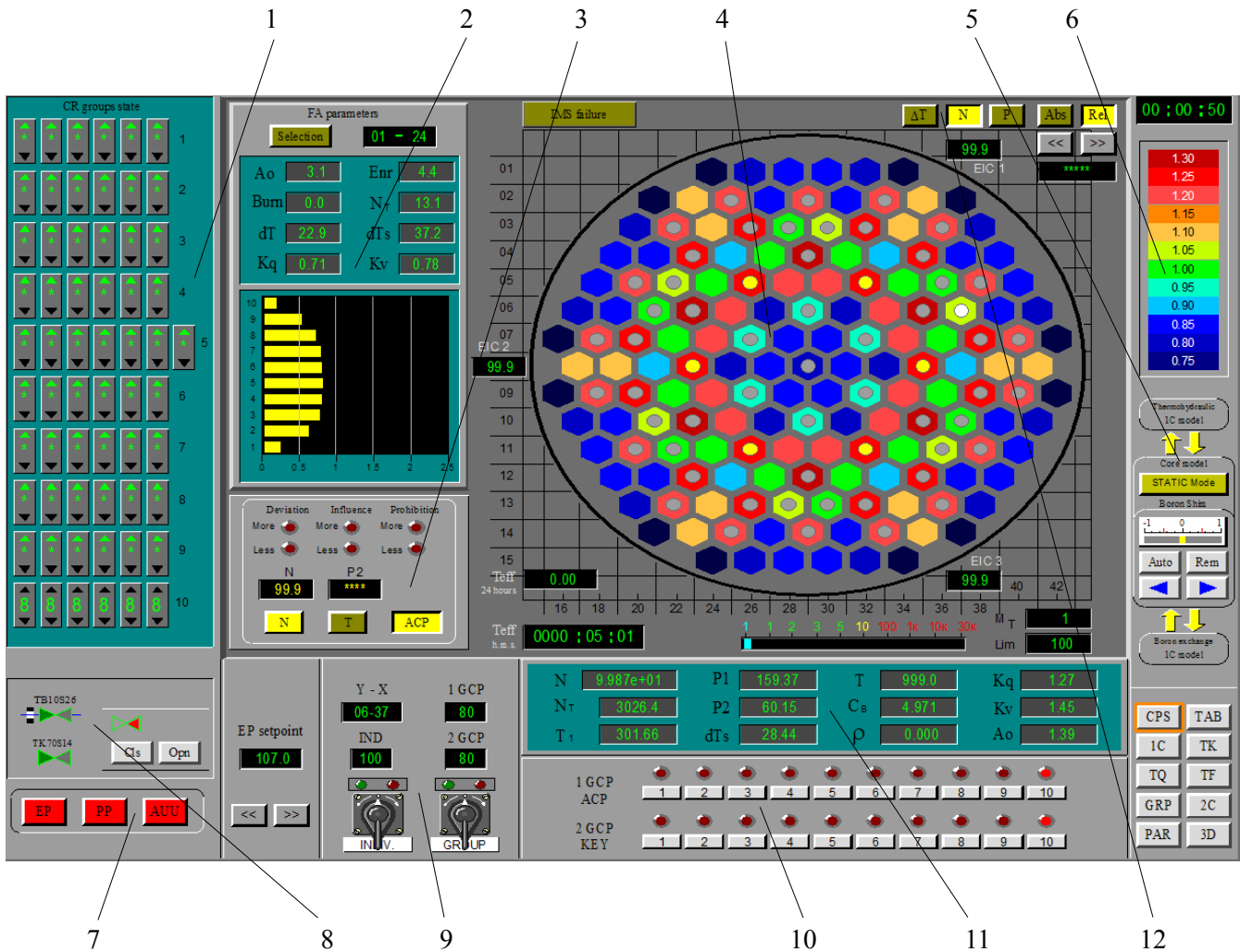
La figura 3-5 muestra cada elemento de esta página. Las variables mostradas en (11), es decir, el indicador de parámetros del núcleo, incluyen:

N	Potencia neutrónica [%]
Nt	Potencia térmica del reactor [MW <sub>t</sub> ]
T1	Temperatura promedio del refrigerante del circuito primario [°C]
P1	Presión en la vasija del reactor [kg <sub>f</sub> / cm <sup>2</sup> ]
P2	Presión en el circuito secundario [kg <sub>f</sub> / cm <sup>2</sup> ]
Tdel	Temperatura al margen del punto de ebullición [°C]

T	Período del reactor [s]
Cb	Concentración de boro [g/kg]
$\rho$	Reactividad [% $\Delta K/K$ ]
Ao	Diferencia de flujo axial [%]

La gráfica de distribución axial de potencia relativa y los parámetros por ensamble de combustible aparecen en (2). Éstos incluyen:

Ao	Diferencia de flujo axial [%]
Burn	Tasa de quemado de combustible [MW·día]
$\Delta t$	Diferencia de temperatura entre la entrada y la salida del refrigerante [°C]
Enr	Enriquecimiento del combustible [%U <sub>235</sub> ]
Nt	Potencia térmica del ensamble de combustible [MW <sub>t</sub> ]
Tdel	Temperatura al margen del punto de ebullición [°C]



1. Panel de posiciones de las barras de control.
2. Parámetros individuales de ensambles de combustible y gráfica de distribución axial de potencia.
3. Controlador automático de potencia (ACP).
4. Distribución de los parámetros del núcleo (incluye 3 cámaras de ionización externas).
5. Panel de conexión entre modelos matemáticos:  
Núcleo del reactor, termohidráulico y de intercambio de boro.
6. Escala de colores del parámetro a analizar ( $\Delta T$ , N, P).
7. Controles para activar manualmente los sistemas de protección.
8. Panel de control con acceso directo a las válvulas reguladoras de concentrado de boro.
9. Interruptores para mover barras de control individualmente o en grupo.
10. Selectores de bancos de barras de control (dos grupos).
11. Indicador de parámetros del núcleo.
12. Selector del parámetro a ser mostrado en (4) y en (6):

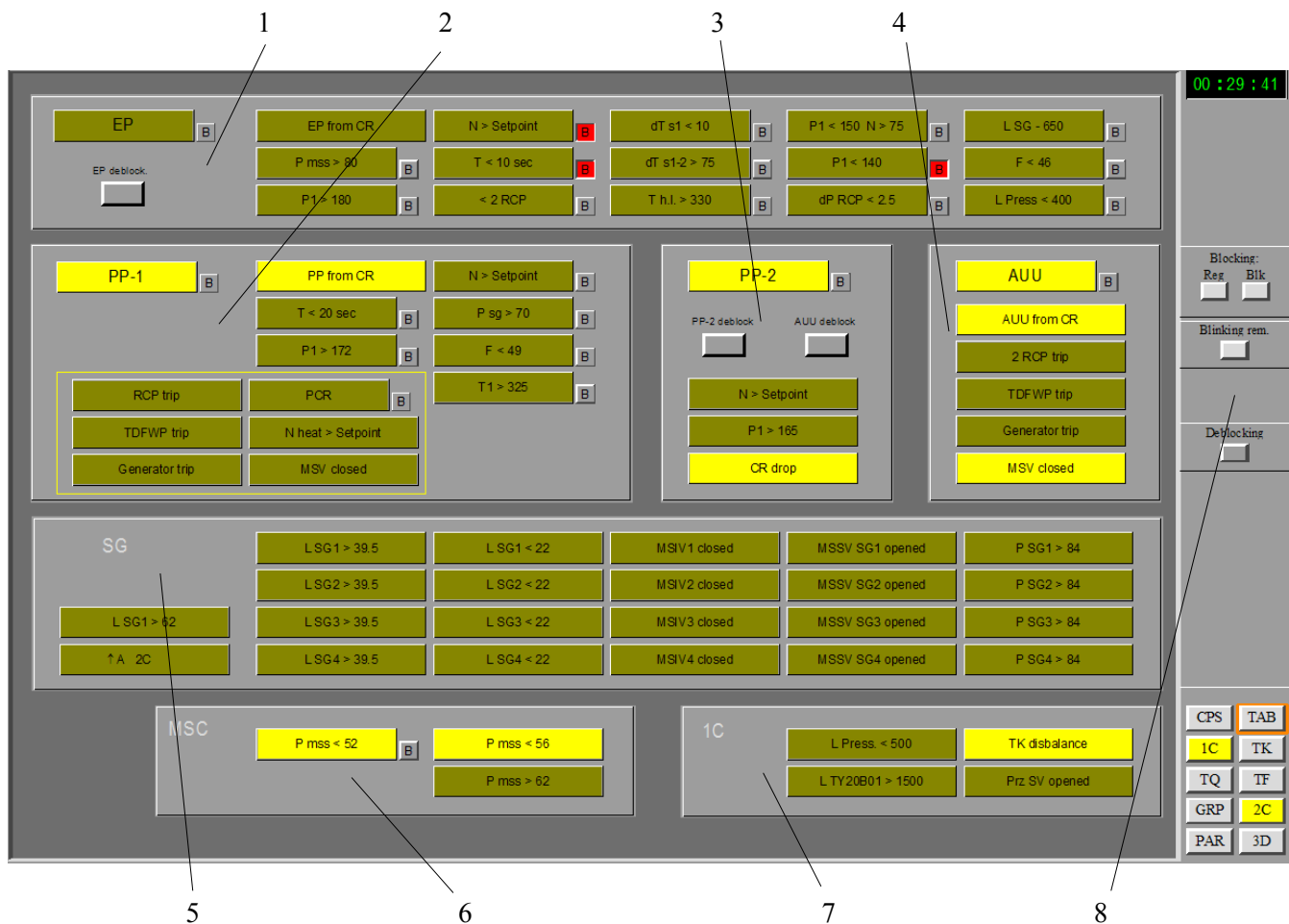
$\Delta T$  Diferencia de temperatura entre la entrada y la salida del refrigerante en los ensambles de combustible.  
 N Potencia neutrónica del ensamble de combustible.  
 P Potencia térmica del ensamble de combustible.

**Figura 3-5. Página del sistema de protección y control (CPS)**

### 3.2.2. Página del Tablero Anunciador (TAB)

En la figura 3-6 se muestra esta página del simulador, que corresponde a la representación del tablero anunciador del cuarto de control de la planta. Las señales están agrupadas en siete categorías.

Al generarse cualquiera de las señales durante la operación del simulador, el cuadro correspondiente en el tablero resaltará. Por ejemplo, si la presión en el reactor es mayor a 165 [kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup>], el recuadro con la leyenda **P1 >165** de la sección **PP-2** se ilumina de manera intermitente.



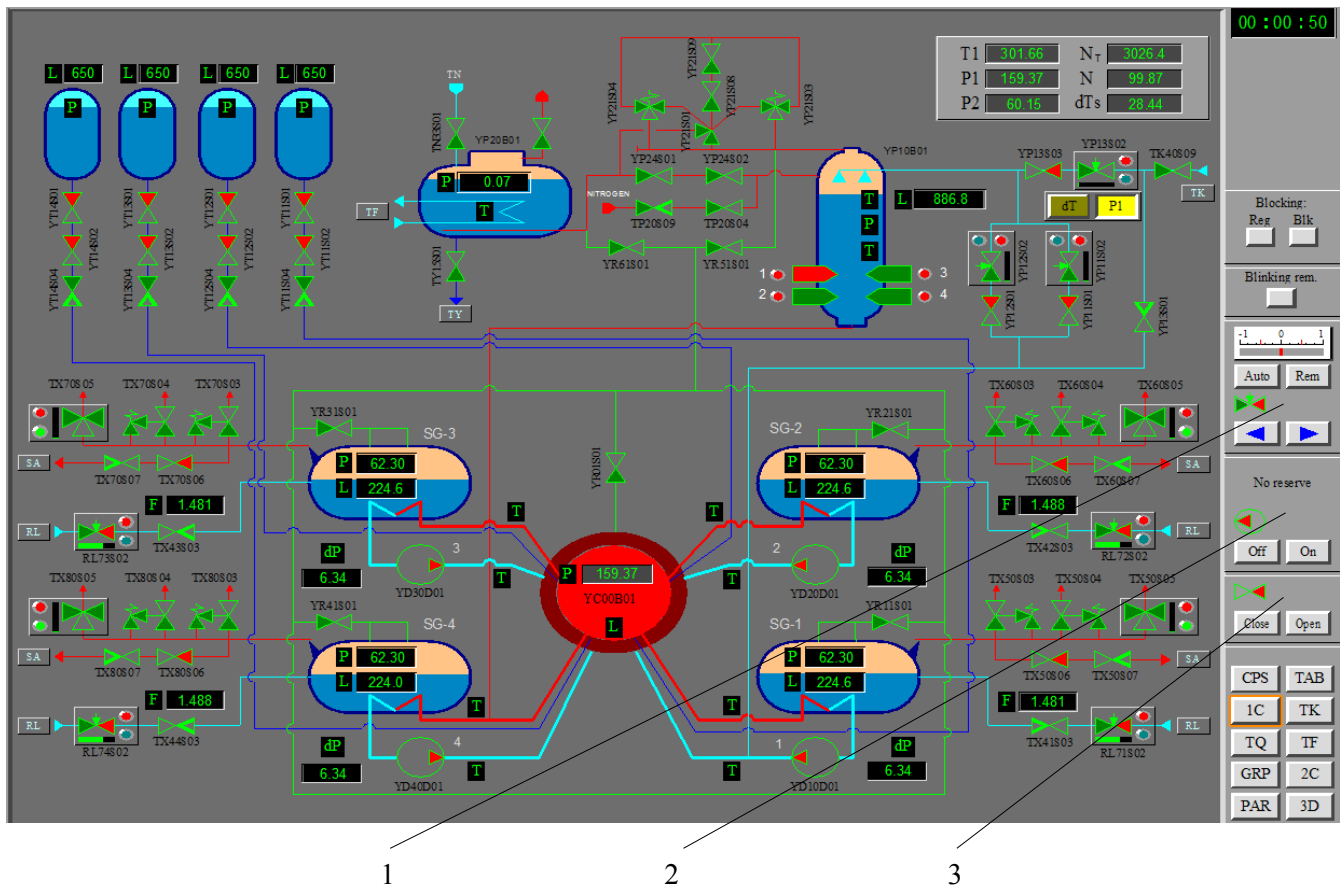
1. Grupo de señales de la protección de emergencia (EP o scram).
2. Grupo de señales de la protección preventiva de nivel 1 (PP-1).
3. Grupo de señales de la protección preventiva de nivel 2 (PP-2).
4. Grupo de señales de la disminución acelerada de potencia (AUU).
5. Grupo de señales de los generadores de vapor (SG).
6. Grupo de señales del colector principal de vapor (MSC).
7. Grupo de señales del circuito primario (1C).
8. Panel para desbloqueo de señales.

Figura 3-6. Página del tablero anunciador (TAB)

### 3.2.3. Página del Circuito Primario (1C)

En la página del circuito primario están presentes, además de los componentes principales del sistema nuclear de suministro de vapor, los controles para operar válvulas y bombas, como se muestra en la figura 3-7.

En condiciones normales de operación, los controladores están en modo automático. El simulador permite cambiarlos a modo manual con el fin de ajustar la presión en el presurizador y el nivel de los generadores de vapor.

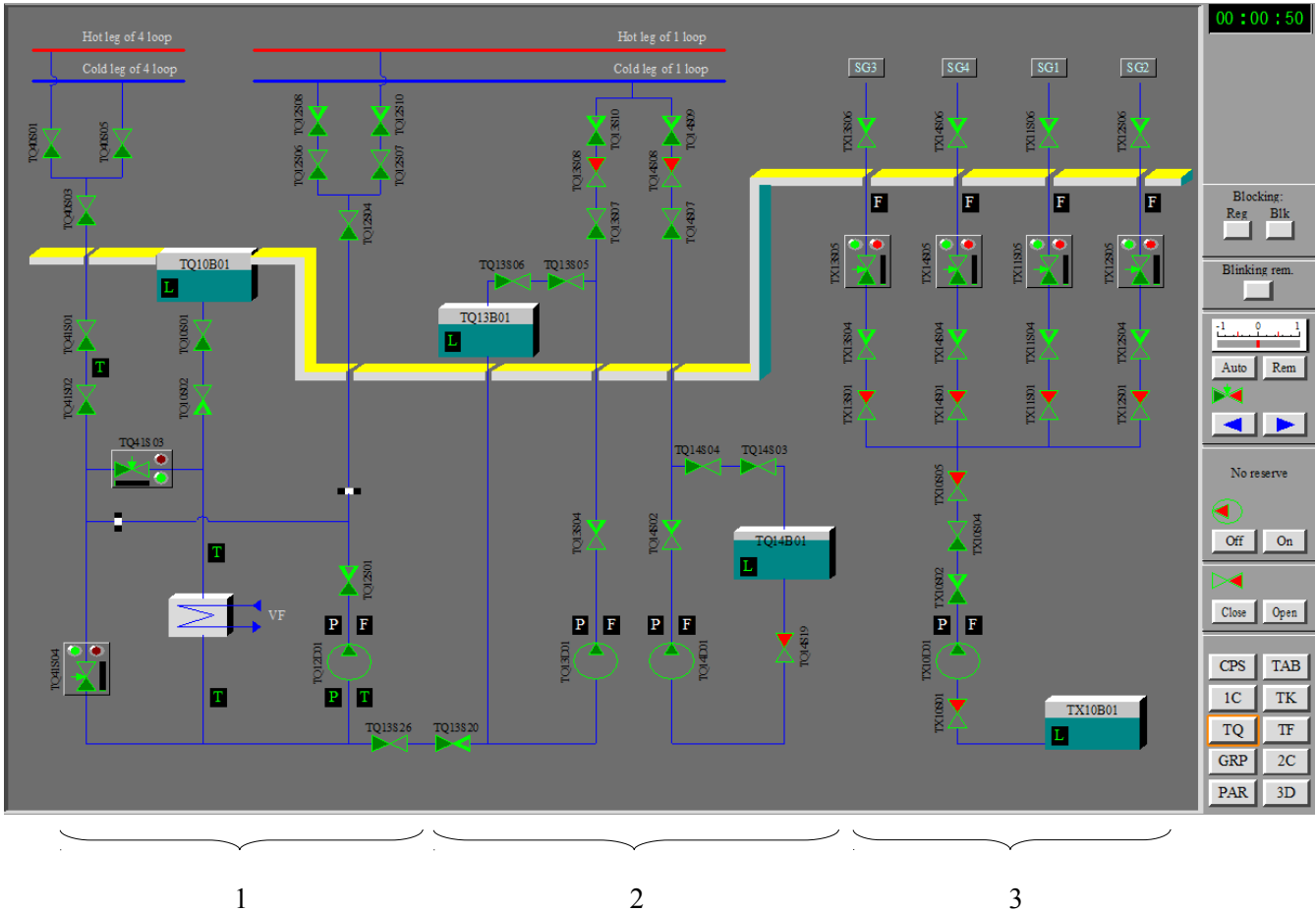


1. Panel de control para operación de controladores automáticos.
2. Panel de control para operación de bombas.
3. Panel de control para operación de válvulas.

Figura 3-7. Página del circuito primario (1C)



- Sistema de control de nivel en los generadores de vapor:  
Consta de un tren de bombeo de agua de alimentación desde un tanque e incluye válvulas manuales y automáticas de bloqueo para cada generador de vapor.



1. Sistema de enfriamiento del circuito primario.
2. Sistema de alimentación de concentrado de boro.
3. Sistema de control de nivel en los generadores de vapor.

**Figura 3-9. Página de los sistemas de apoyo a los procesos (TQ)**

### 3.2.6. Página del Sistema de Enfriamiento de Agua Extraída (TF)

En esta página (ver figura 3-10) se muestra el equipo necesario para el enfriamiento de extracciones de refrigerante primario realizadas como procedimiento de operación normal de la planta.

El equipo incluye:

- Intercambiadores de calor.  
Se encargan de reducir la temperatura del caudal de descarga antes de que llegue a los desmineralizadores, ya que estos elementos son sensibles a las temperaturas elevadas.
- Tanque de almacenamiento de agua drenada / Tren de bombeo.  
Depósito de control de volumen o de aporte al reactor, del que aspiran normalmente las bombas de carga o de inyección a alta presión hacia el circuito primario.

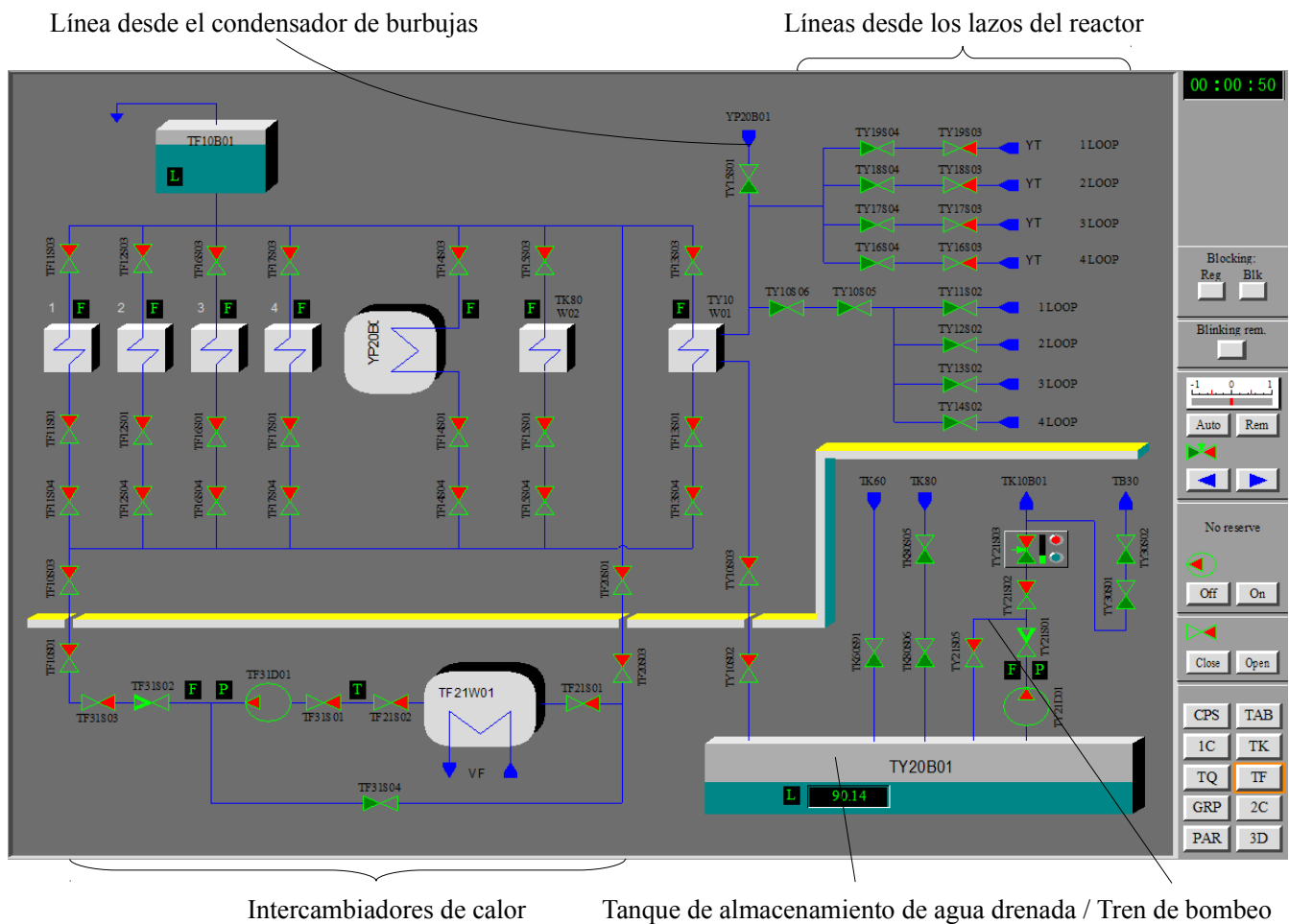


Figura 3-10. Página del sistema de enfriamiento de agua extraída (TF)



### 3.2.7. Página del Circuito Secundario (2C)

La página del circuito secundario, mostrada en la figura 3-11, presenta al equipo principal de la parte no nuclear de la planta, descrito en el punto 1.2.7.

El simulador permite controlar de manera manual el nivel de los generadores de vapor.

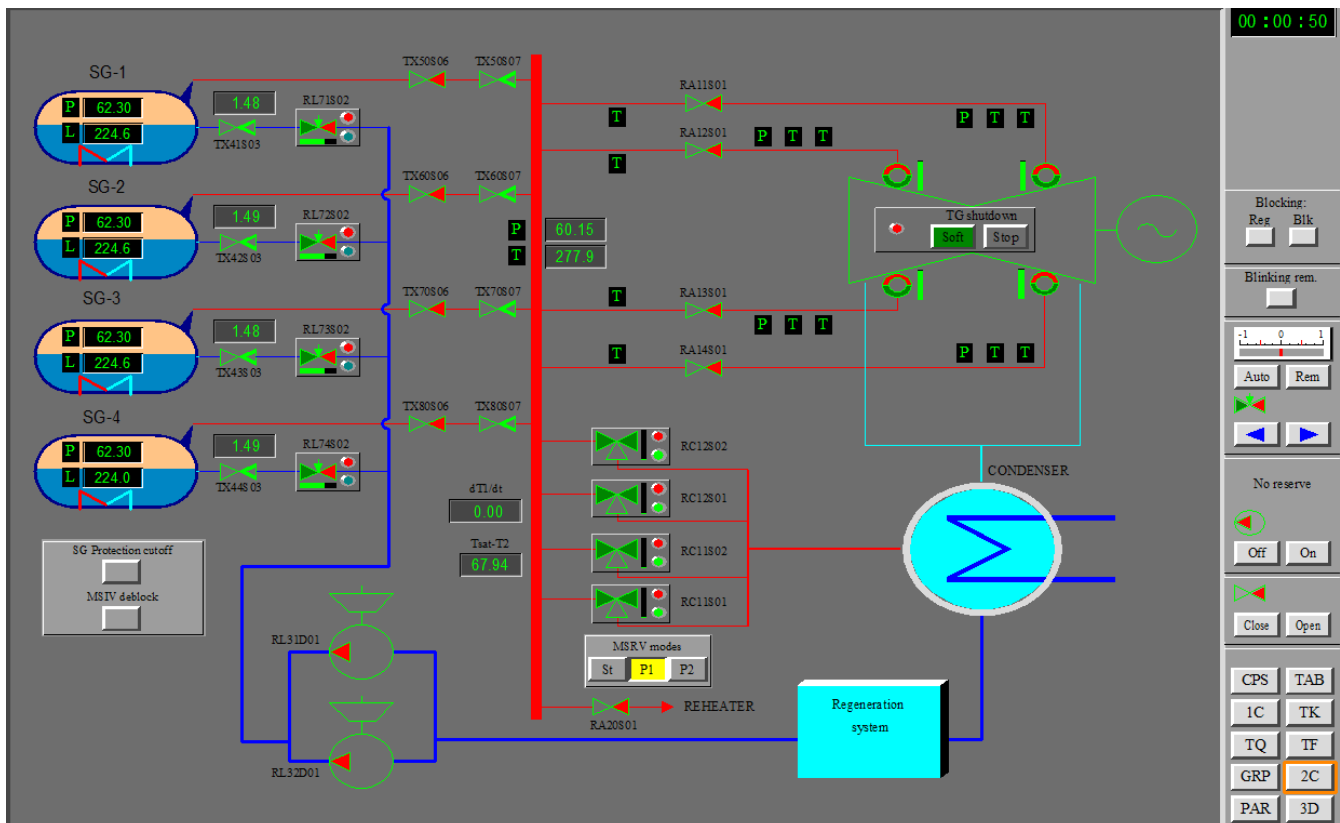


Figura 3-11. Página del Circuito Secundario (2C)

### 3.2.8. Página de Tendencias (GRP)

Esta página (ver figura 3-12) muestra dos secciones en las que son generadas gráficas de parámetros relevantes de la simulación. El eje horizontal representa el tiempo y el eje vertical la magnitud del parámetro. Es posible mostrar las gráficas de hasta siete variables por sección. Cada una tendrá un color asociado.

El eje vertical en cada sección se puede ajustar para que corresponda a los valores máximos y mínimos de los parámetros durante el segmento de tiempo indicado por el eje horizontal.

También es posible guardar los datos de trazado a un archivo de texto ASCII.

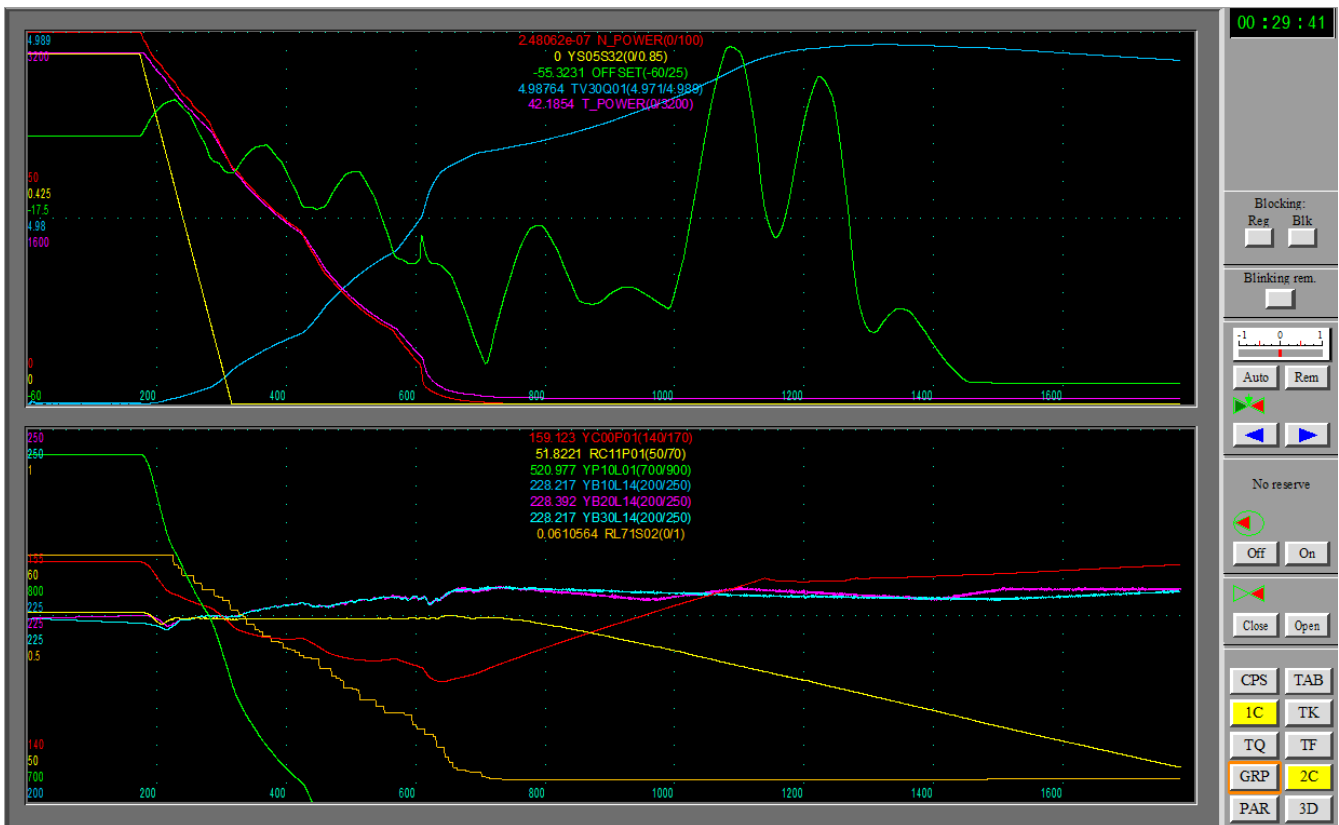


Figura 3-12. Página de Tendencias (GRP)

### 3.2.9. Página de Parámetros del Núcleo (PAR)

Esta página (ver figura 3-13), muestra la distribución de parámetros simulados del núcleo del reactor de acuerdo a la configuración del mismo. En la parte inferior de la pantalla se encuentra el selector de parámetros (por ensamble de combustible), con el cual es posible presentar en el diagrama una de las siguientes variables:

- Nt Potencia térmica [MW<sub>t</sub>].
- KQ Potencia relativa (%).
- dT Diferencia entrada-salida de temperatura del refrigerante [°C]
- Tout Temperatura de salida del refrigerante [°C]
- dTs Margen de ebullición [°C]
- ENR Enriquecimiento del combustible [%U<sub>235</sub>]
- BUR Tasa de quemado de combustible [MW·día]
- OFF Diferencia de flujo axial [%]

En la esquina superior izquierda son presentados cuatro parámetros del reactor:

- Nn Potencia neutrónica [%]
- Nt Potencia térmica [MW]
- Cb Concentración de boro en el circuito primario [g/kg]
- P1 Presión en la vasija del reactor [kg<sub>f</sub>/ cm<sup>2</sup>]

Con el botón de pérdida de simetría (“LOSS OF SYMMETRY”) el diagrama muestra en puntos porcentuales la desviación de los parámetros del núcleo cuando han sufrido un deterioro, razón por la cual dejan de tener una distribución simétrica.



Parámetros del reactor

Selector de parámetros

Botón “LOSS OF SYMMETRY”

Figura 3-13. Página de parámetros del núcleo del reactor (PAR)

### 3.2.10. Página del Diagrama Tridimensional (3D)

La página del diagrama tridimensional (ver figura 3-14) representa otra opción para el análisis de la información que proporciona la página de parámetros del núcleo. La escala de colores corresponde a la magnitud del parámetro seleccionado.

El diagrama tridimensional puede ser presentado de distintas maneras (sin curvas de nivel, superficie sólida, gráfica de barras, etc.) y ser rotado en cualquier dirección mediante el ratón de la computadora.

La página de tendencias, de parámetros del núcleo y el diagrama tridimensional forman parte de las características de control de la simulación descritas en el punto 2.4.2.

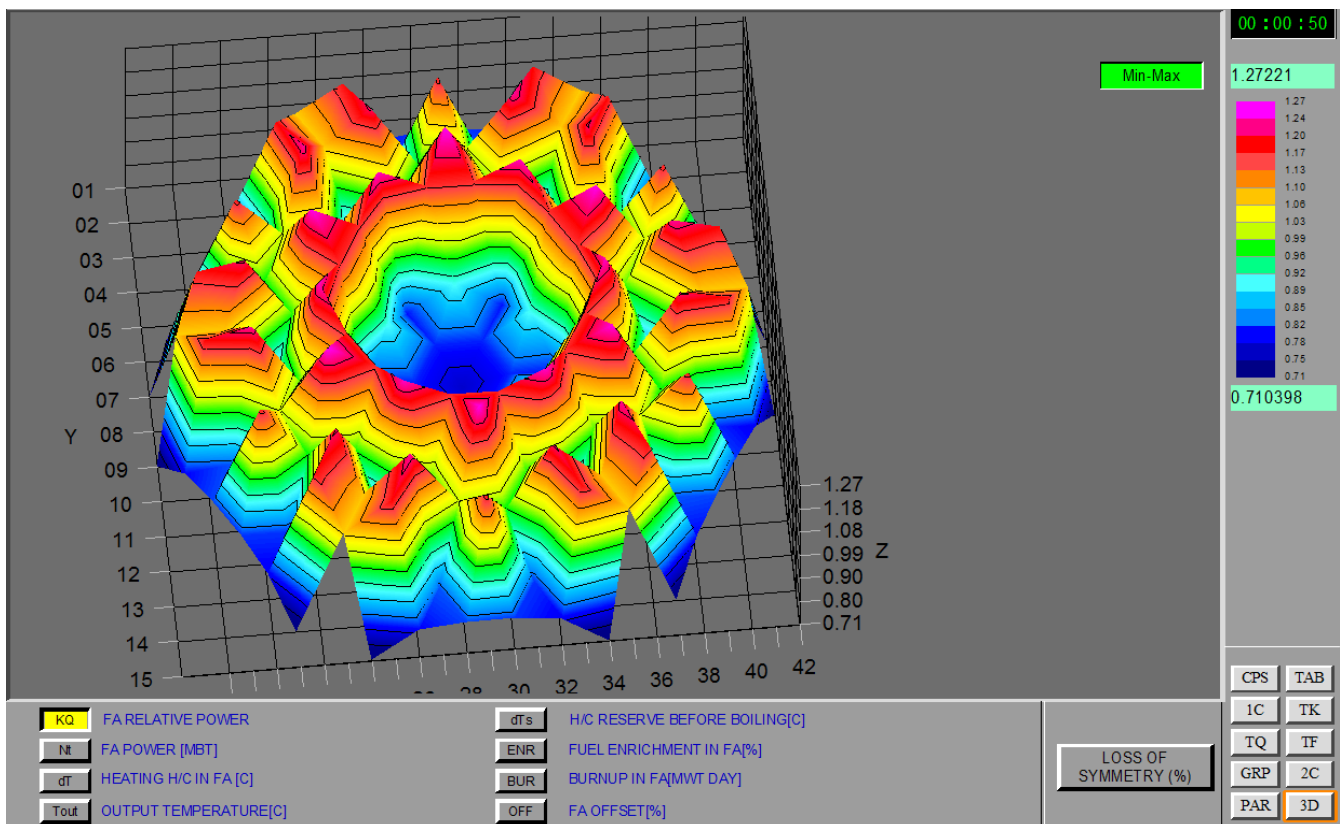


Figura 3-14. Página del Diagrama Tridimensional (3D)

## Capítulo 4

### Operación del Simulador

El conjunto de ejercicios que serán mostrados en este capítulo ayudan al usuario a desarrollar habilidades prácticas en el control del simulador y a familiarizarse con la respuesta que presentan los sistemas de protección del reactor, del circuito primario y del circuito secundario ante ciertos eventos (puntos 4.1 a 4.6). También son útiles para demostrar fenómenos físicos del núcleo del reactor mediante características del simulador que no están presentes en la central real (puntos 4.7 a 4.10).

Con el objeto de facilitar la lectura de las gráficas generadas en la página de tendencias y el visor de protocolos, las imágenes han sido modificadas para mejorar el contraste. Además, para evitar el uso de nombres clave de los parámetros, se muestra el nombre completo de cada variable con un formato distinto. Por ejemplo:

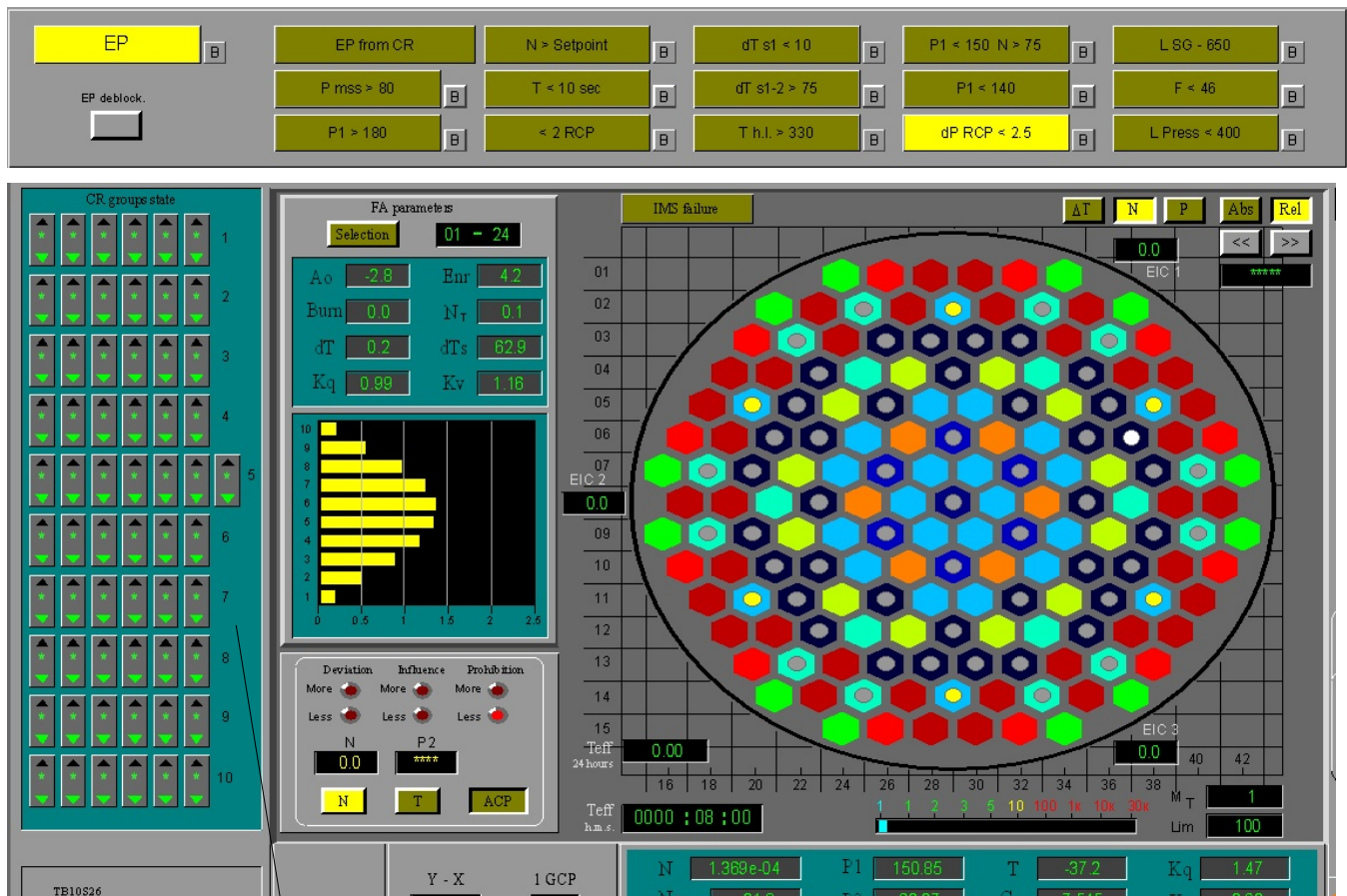
<u>50</u>	<u>Potencia del reactor</u>	<u>(0/100)</u>
Valor final	Parámetro	Rango del eje vertical

#### 4.1. Obstrucción en la Bomba de Refrigerante #1 (MCP-1)

Para simular esta falla, se carga en el programa el escenario “D05 1 of 4 MCP jam”.

Todos los sistemas operan de manera normal durante 30 [s]. En ese momento ocurre el agarrotamiento (obstrucción en el impulsor) de la bomba de refrigerante 1. La diferencia de presión en la bomba cae por debajo de 2.5 [kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup>] en menos de 5 [s], lo que activa la protección EP (scram del reactor), como puede apreciarse en la figura 4-1.

La figura 4-2 presenta las gráficas generadas durante la simulación. El nivel en los generadores de vapor cae por debajo de 220 [cm] en el transitorio; las válvulas de control de flujo hacia los SGs modifican su posición para permitir mayor entrada de agua de alimentación.



Todas las barras de control dentro del núcleo.

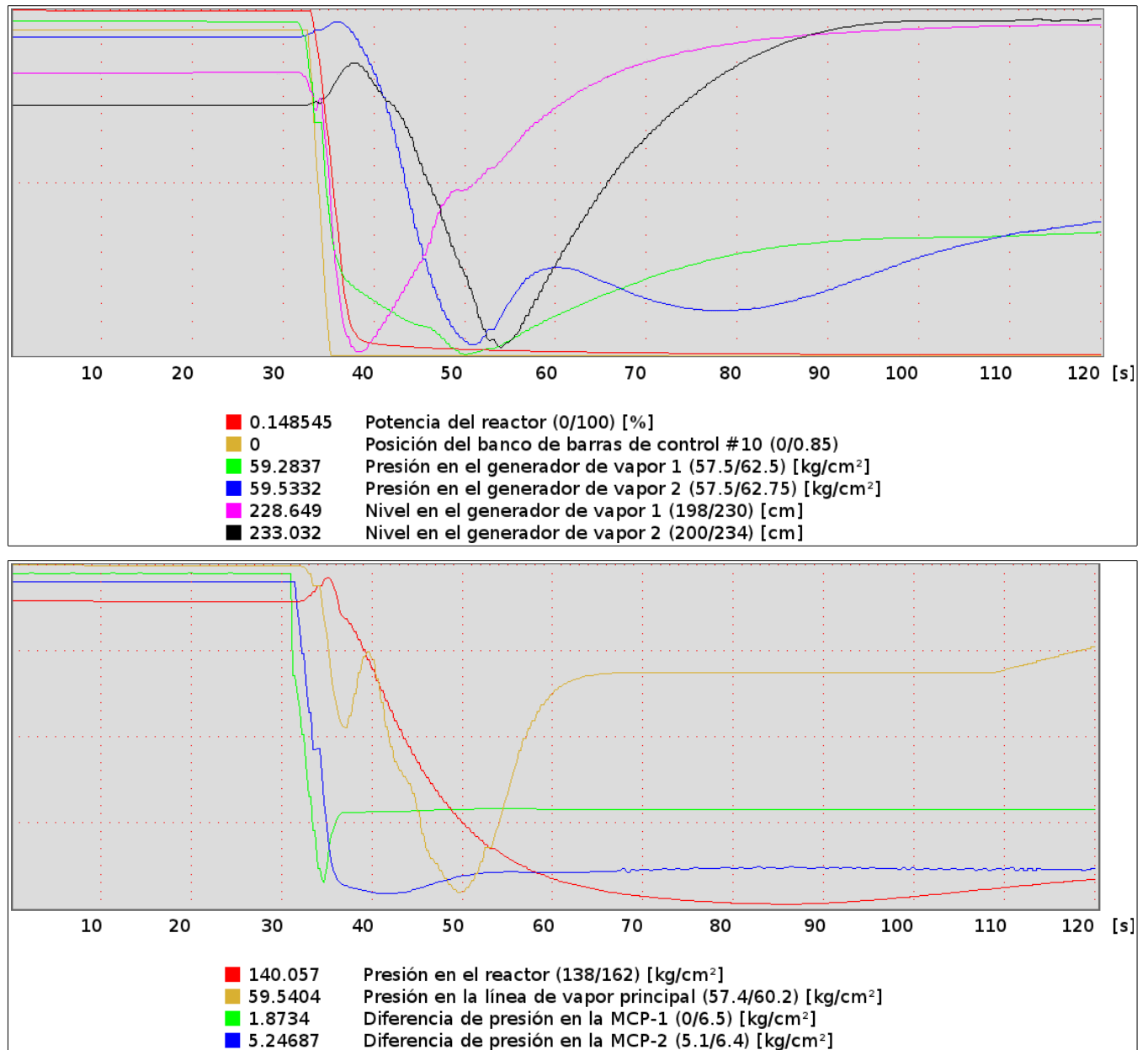
**Figura 4-1. Protección de emergencia por caída rápida de presión en la MCP-1**

Cuando los parámetros se han estabilizado, el nivel en cada generador de vapor tiene un valor aceptable y se tiene una presión baja en la línea de vapor principal, lo que provoca que las válvulas gobernadoras de la turbina cierren automáticamente. El reactor se mantiene en la condición de apagado caliente.

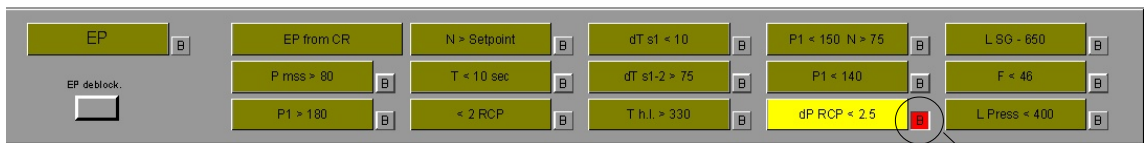
#### 4.1.1. Discriminación de señales

Como se muestra en la figura 4-3, el simulador incluye la opción de bloquear señales, es decir, pasar por alto (discriminar) una o varias señales generadas durante la sesión con el objeto de examinar la respuesta del simulador ante un evento que normalmente activaría los sistemas de protección, limitando inmediatamente la intervención del operador.

Al repetir la falla del punto 4.1, habiendo discriminado la señal “dP MCP < 2.5” del grupo EP, no ocurre el scram del reactor; se activan los sistemas de protección preventiva y el transitorio simplemente se mitiga, como puede apreciarse en las tendencias de la figura 4-4. Los sistemas de protección y control se encargan de mantener, en condiciones estables, al reactor operando a 65% de su potencia nominal.



**Figura 4-2. Tendencias durante el transitorio**



Botón de bloqueo

Figura 4-3. Función de discriminación de señales

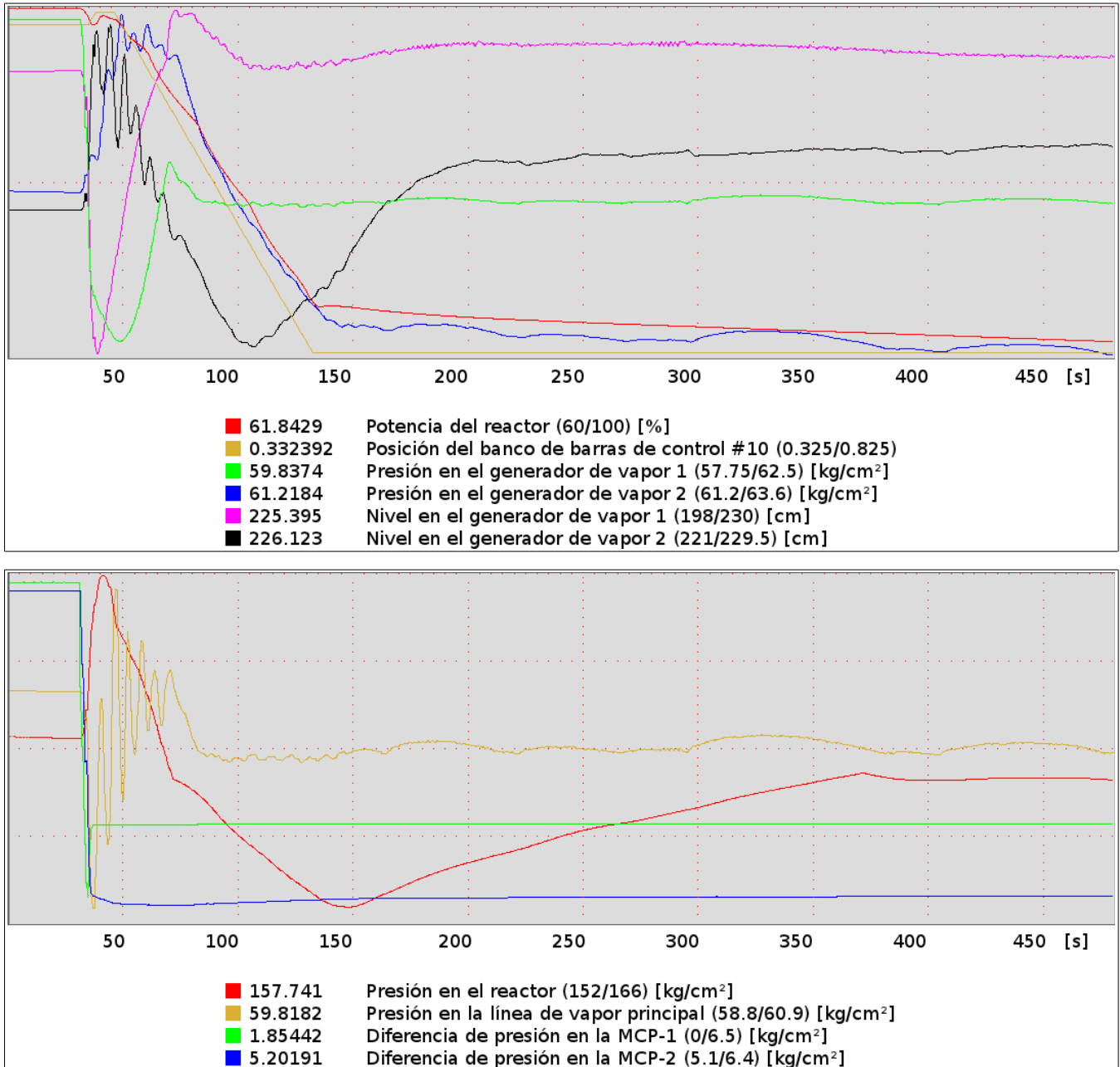


Figura 4-4. Los parámetros se estabilizan después del transitorio ( $N_{nom} \approx 65\%$ )



El agarrotamiento de una bomba de refrigerante es considerada una falla seria en el informe de análisis de seguridad (SAR, por sus siglas en inglés), el cual es requerido por la autoridad reguladora competente para emitir el permiso de explotación de una central nucleoelectrónica.

#### 4.2. Cierre de la Válvula de Aislamiento de Vapor Principal (MSIV)

Para esta simulación se utiliza el escenario de condiciones normales de operación a plena potencia. Por tanto, para conocer los efectos del cierre de la MSIV del generador de vapor 1, ésta debe ser cerrada manualmente, como se muestra en la figura 4-5.

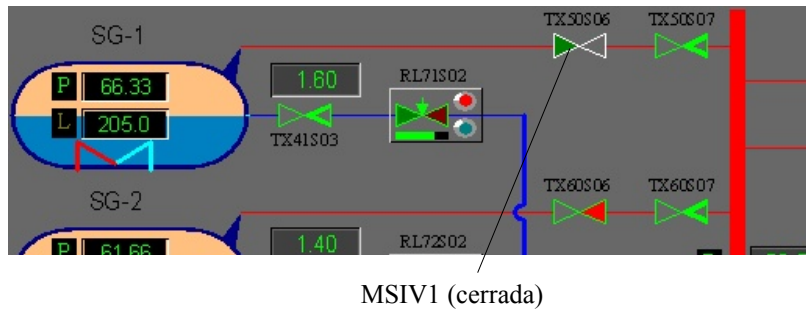


Figura 4-5. Válvula de aislamiento de vapor del SG-1

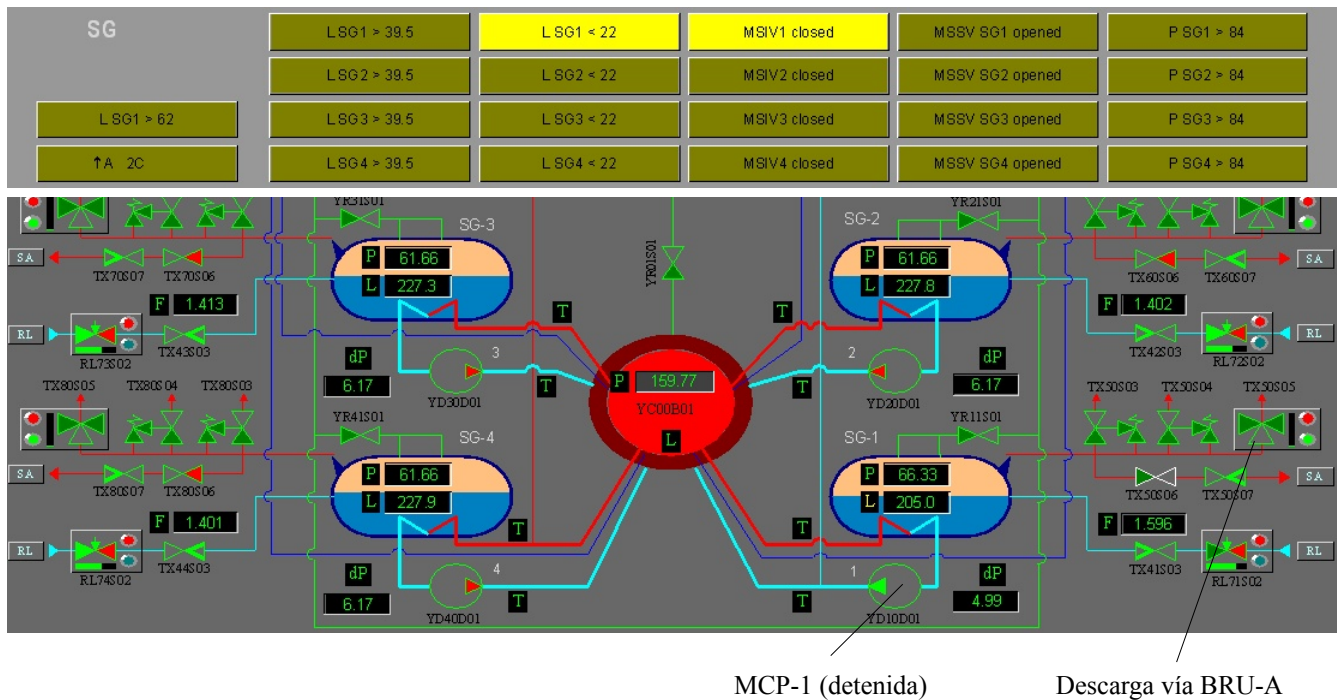
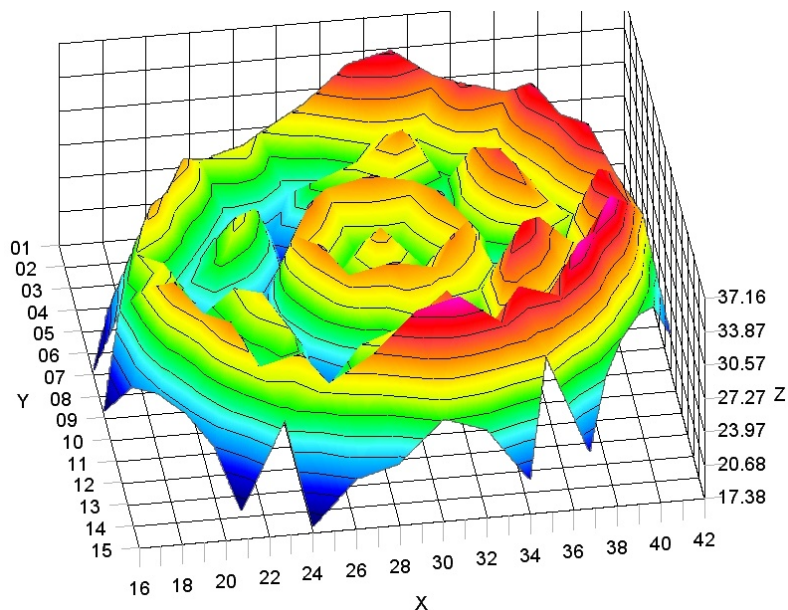


Figura 4-6. Señal de MSIV1 cerrada y paro de la MCP-1

Cuando la válvula alcanza la posición cerrada, se genera la señal “MSIV1 closed”, lo que provoca el paro de la MCP-1 (ver figura 4-6). El sistema de control automático (ROM) reduce la potencia del reactor hasta 66% .

Puede apreciarse en la figura 4-7 una distribución asimétrica de las temperaturas en el núcleo porque el flujo de los lazos del reactor no está balanceado.



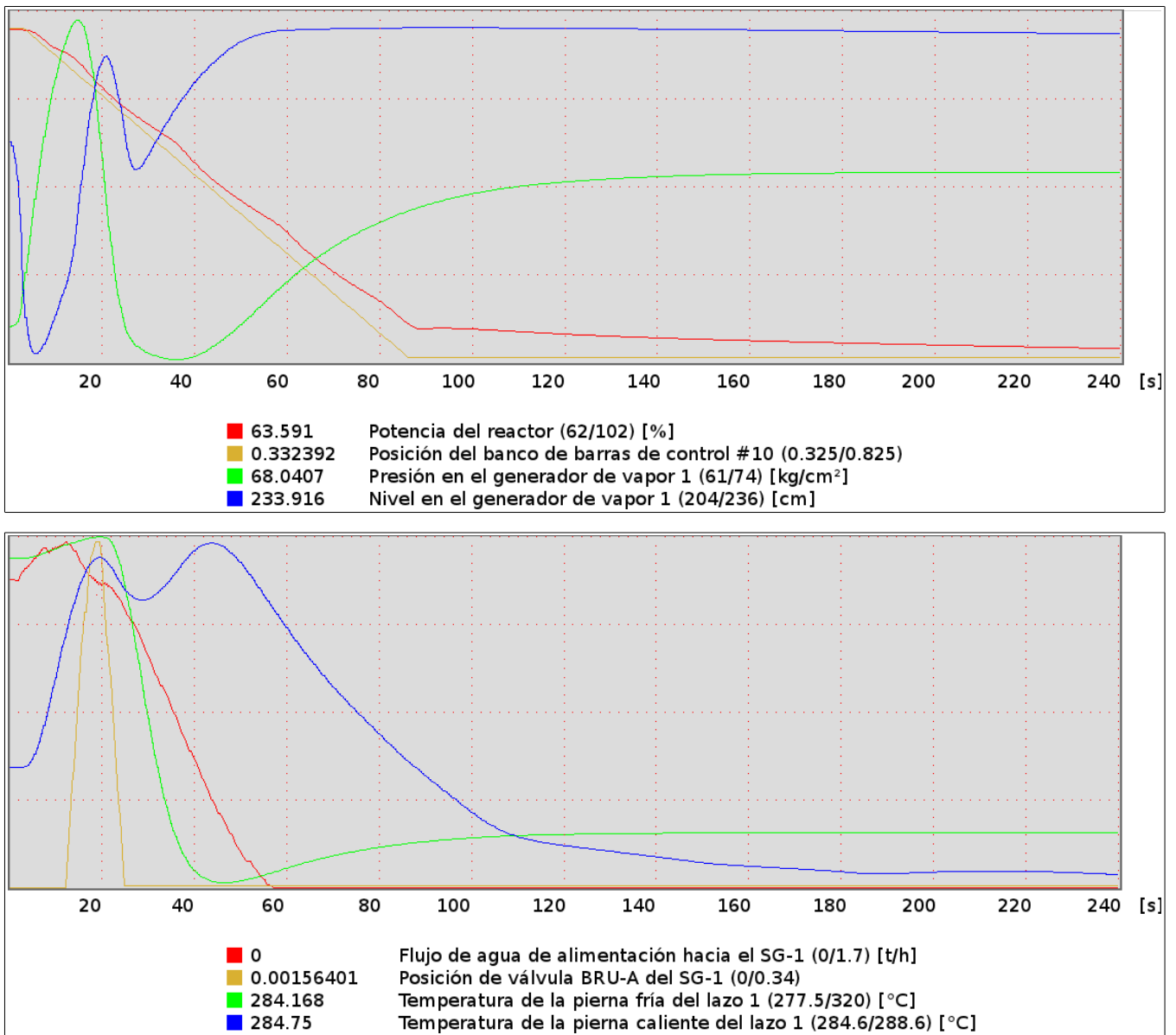
**Figura 4-7. Aumento en la temperatura de la zona del lazo 1 debido al cierre de la MSIV1**

La válvula de control de flujo de agua de alimentación permanece cerrada; la presión en el SG-1 continúa incrementándose debido a que se sigue generando vapor.

La presión supera el valor de 73 [kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup>], el cual es el punto de ajuste para la válvula de descarga hacia la atmósfera BRU-A, por lo que ésta se abre durante unos segundos para liberar presión (ver figura 4-8). Cuando el valor de la presión se reduce lo suficiente para estar por debajo del punto de ajuste de BRU-A, esta válvula se cierra automáticamente y la presión en la línea principal de vapor se mantiene mediante las válvulas gobernadoras de la turbina.

Al estabilizarse los parámetros, se tiene que el reactor opera a aproximadamente 66% de su potencia nominal, la presión en el circuito primario se mantiene mediante los calentadores eléctricos del presurizador y la presión en la línea principal de vapor es mantenida por las válvulas gobernadoras de la turbina.

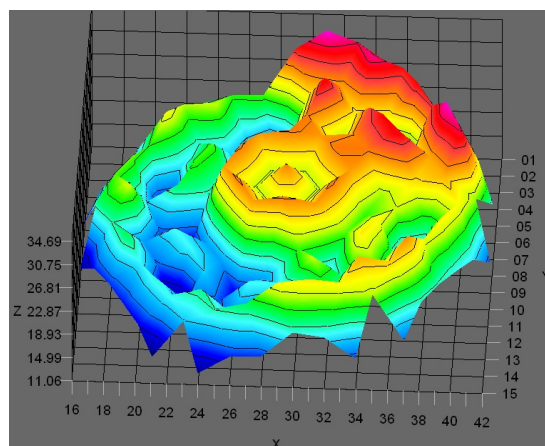
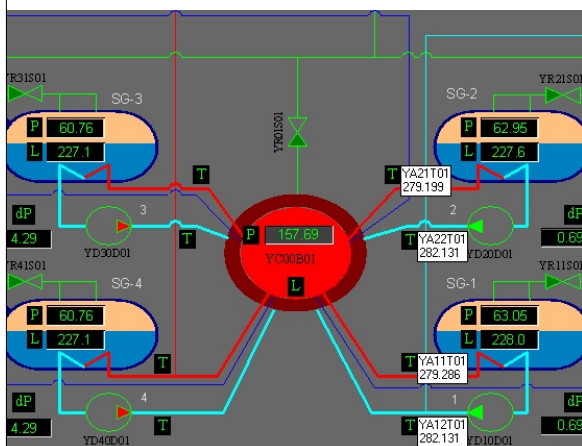
En el lazo 1, la temperatura de la pierna fría es mayor que la de la pierna caliente, por lo que existe la posibilidad de flujo invertido debido a la diferencia de densidades.



**Figura 4-8. Parámetros del lazo 1 durante el transitorio / Reducción de potencia**

La figura 4-9 muestra la distorsión en la distribución de las temperaturas en el núcleo al cerrar dos válvulas de aislamiento de vapor principal en lazos adyacentes y en lazos opuestos. El sistema de control automático establece la operación del reactor en 40% y 50% de la potencia nominal, respectivamente.

a. Lazos adyacentes (MSIV1, MSIV2)



b. Lazos opuestos (MSIV1, MSIV3)

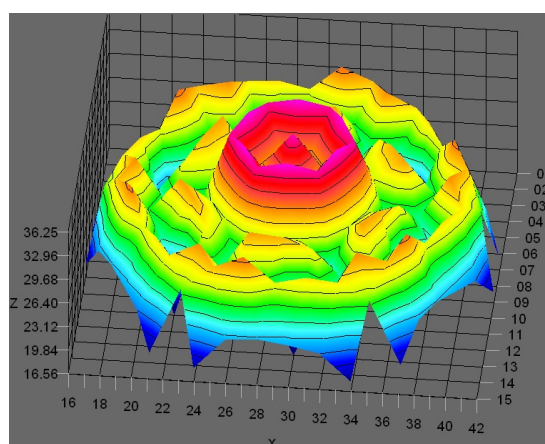
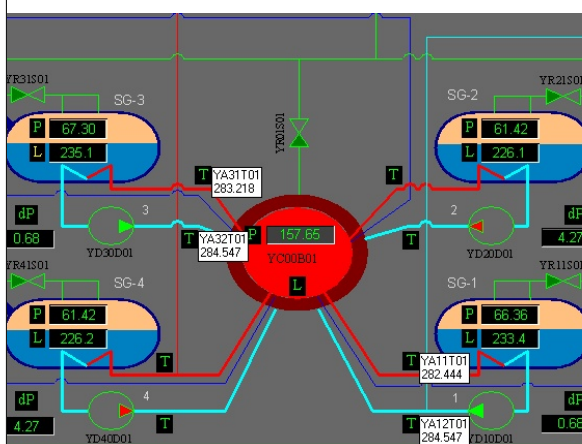
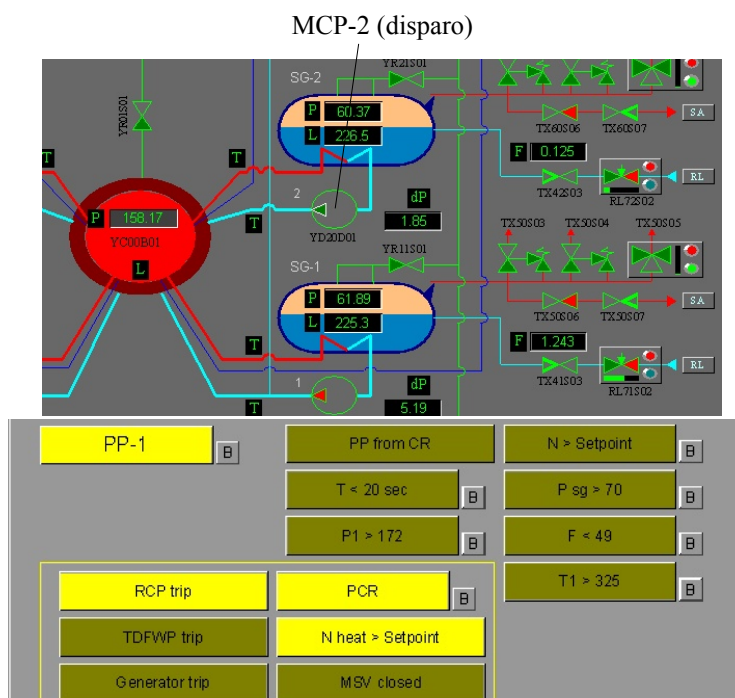


Figura 4-9. Distorsión en la distribución de la temperatura para 2 MSIVs cerradas

El cierre de la MSIV da como resultado una reducción significativa en la transferencia de calor al lado secundario. La respuesta del simulador es fiel al comportamiento de la planta real, que incluye descarga de vapor hacia la atmósfera a través de la válvula de alivio de accionamiento rápido BRU-A y disminución simultánea de la potencia del reactor para equilibrar el calor generado.

### 4.3. Disparo de la Bomba de Refrigerante #2 (MCP-2)

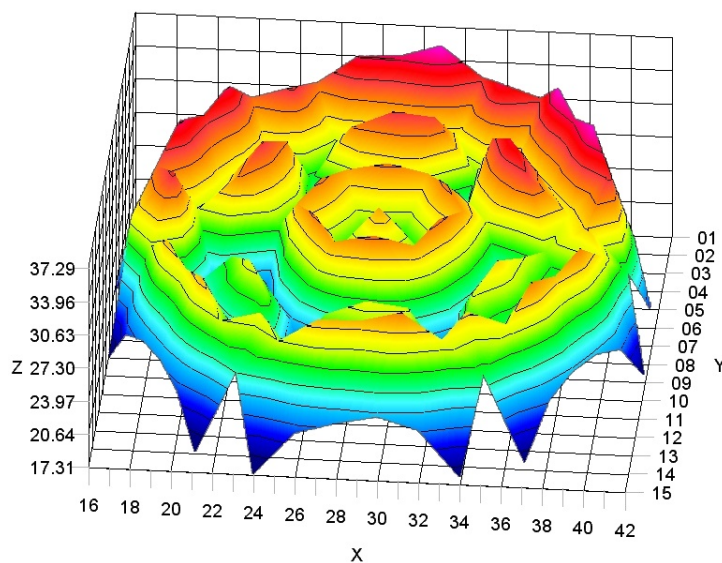
Para esta simulación también se utiliza el escenario de condiciones normales de operación a plena potencia. Por tanto, para simular del disparo de la MCP-2, ésta debe ser detenida manualmente. Al hacerlo, se genera la señal “RCP trip” (ver figura 4-9), por lo que se activa la protección PP-1. Esto implica una reducción de la potencia del reactor a 66% por parte del ROM mediante la inserción del banco de barras de control #10.



**Figura 4-10. Disparo de la MCP-2 y señales generadas por este evento**

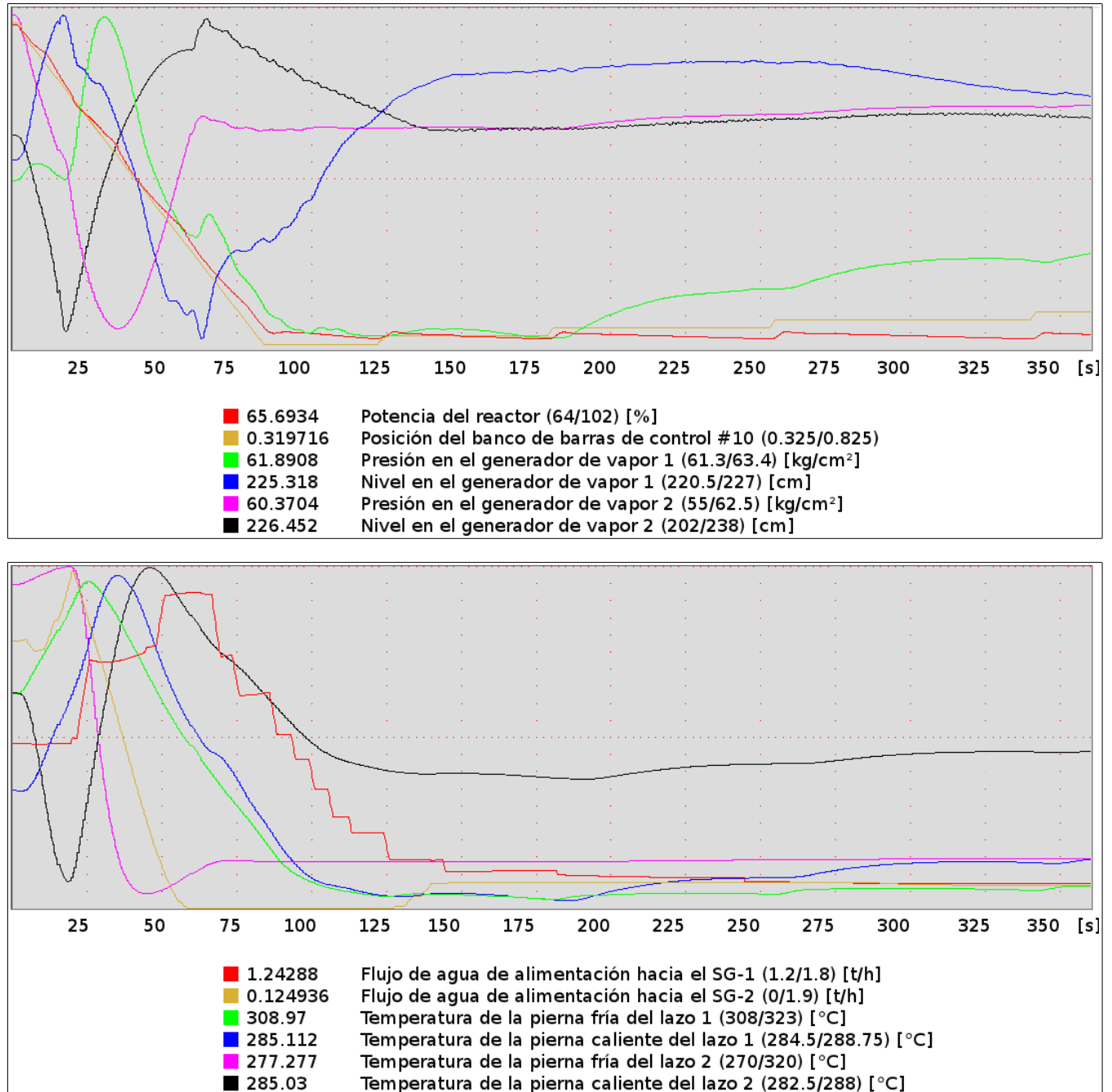
El nivel del SG-2 cae por debajo de 215 [cm]; el controlador de nivel inyecta agua de alimentación hasta que se llega a 230 [cm].

Durante el transitorio se producen variaciones en la presión del reactor. La distribución de temperatura en el núcleo deja de ser simétrica (ver figura 4-10).



**Figura 4-11. Pérdida de simetría en la distribución de temperatura en el núcleo debido al disparo de la MCP-2**

Al estabilizarse los parámetros, se tiene que el reactor opera aproximadamente a 61% de su potencia nominal. Los calentadores eléctricos del presurizador mantienen la presión en el circuito primario y la presión en la línea principal de vapor es mantenida por las válvulas gobernadoras de la turbina.



**Figura 4-12. Parámetros del circuito primario durante el transitorio**

Antes de proceder al encendido manual de la MCP-2 y al restablecimiento de la potencia del reactor, es necesario verificar que en el tablero anunciador no exista alguna alerta desatendida.

### 4.3.1. Retorno a 100% de potencia

Esta maniobra consiste en permitir que el controlador automático de potencia (ACP) extraiga el banco de barras de control #10. Para ello es necesario incrementar la concentración de ácido bórico en el circuito primario con el objeto de reducir la reactividad.

El bombeo de concentrado de boro será detenido cuando el banco de barras de control #10 alcance la posición de 75-80% (fuera del núcleo).

Posteriormente, una vez que la concentración de ácido bórico alcanza un valor estable, es necesario apagar el ACP y comenzar a diluir el concentrado de boro inyectando agua químicamente pura al circuito primario.

La figura 4-13 muestra las tendencias de los parámetros en la etapa final de la maniobra. La concentración de ácido bórico disminuye y la potencia del reactor aumenta. Cuando ésta alcanza el valor de 99%, se detiene la dilución del refrigerante y se enciende el ACP.

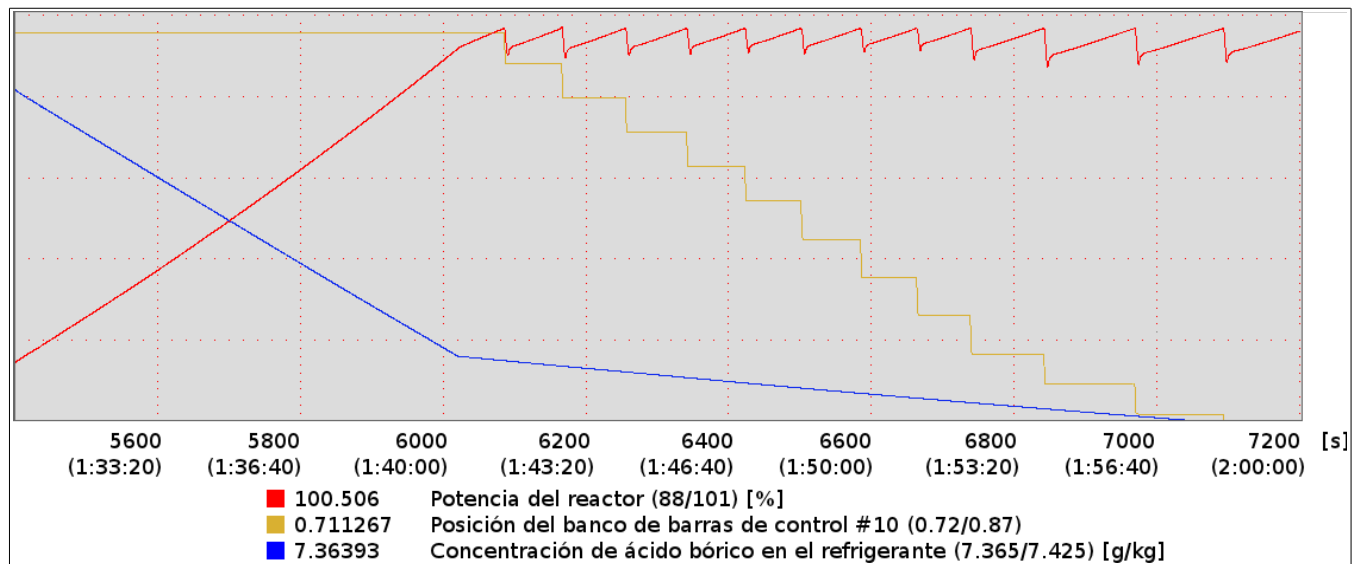


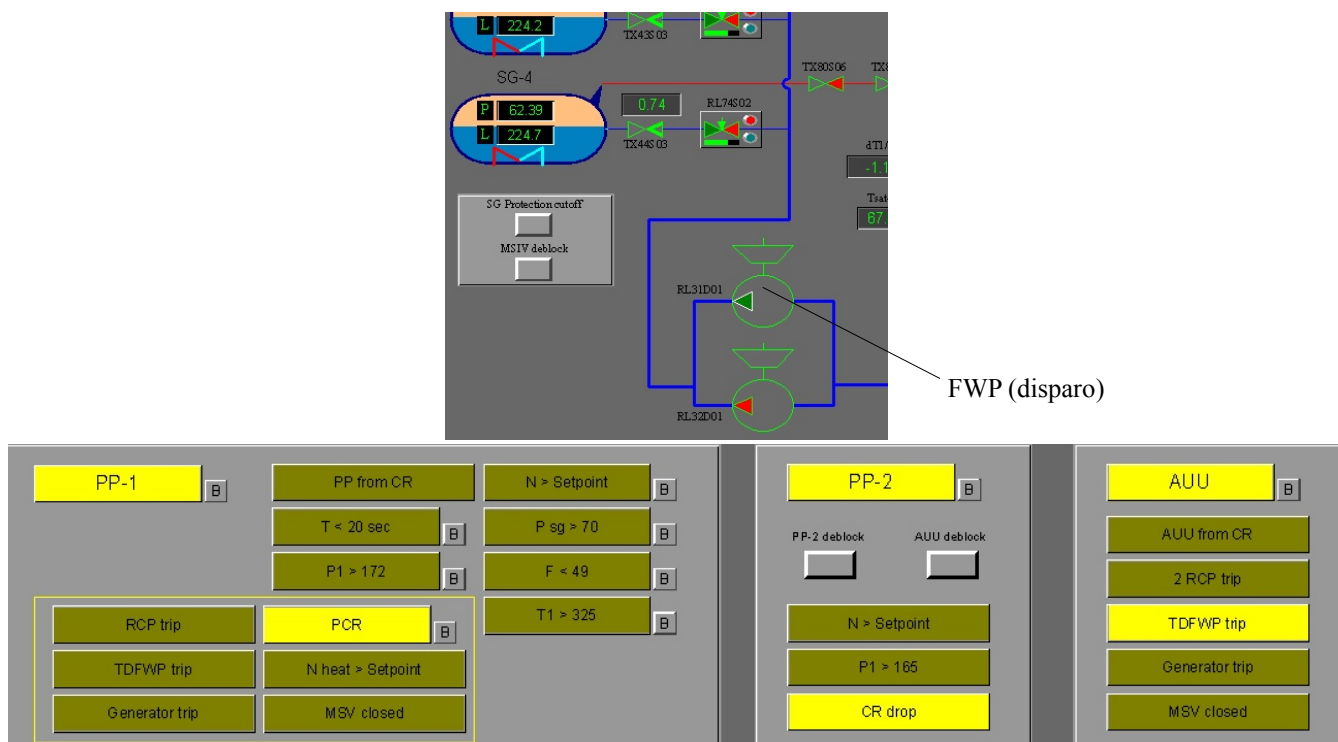
Figura 4-13. Etapa final de la maniobra

La concentración al inicio y al final de la simulación fue de 7.545 [g/kg] y de 7.346 [g/kg], respectivamente. La diferencia entre ambas concentraciones se debe a envenenamiento del núcleo del reactor por producción de yodo, xenón y samario (I-Xe-Sm).

#### 4.4. Disparo de una Bomba de Agua de Alimentación (FWP)

Para simular esta falla, se carga en el programa el escenario “D04 trip of 1 out of 2 FWP”.

Todos los sistemas operan de manera normal durante 10 [s]. En ese momento ocurre el disparo de una de las bombas de agua de alimentación. Como se muestra en la figura 4-14, se genera la señal “TDFWP trip”, por lo que se activa la protección AUU (reducción automática de la potencia del reactor). El banco de barras de control #1 es soltado dentro del núcleo y se establece la protección preventiva de nivel 2 (PP-2 - prohibición para incrementar la potencia).



**Figura 4-14. Sistemas de protección activados por disparo de una FWP**

El ROM comienza a disminuir la potencia del reactor hasta el valor predeterminado de 39% Nnom. El banco de barras de control #10 se inserta en el núcleo a aproximadamente 50%.

El nivel en los generadores de vapor cae por debajo de 215 [cm]; las válvulas de control de flujo hacia los SGs se mantienen en posición abierta.

ACP se enciende y mantiene la potencia del reactor en 39% mediante movimientos del banco de barras de control #10. Por ello, es necesario desbloquear todas las señales de protección preventiva.



Al estabilizarse los parámetros, se tiene que el reactor opera al 39% de su potencia nominal, los calentadores eléctricos del presurizador mantienen la presión en el circuito primario y la presión en la línea principal de vapor es mantenida por las válvulas gobernadoras de la turbina, cuya carga es de 25%.

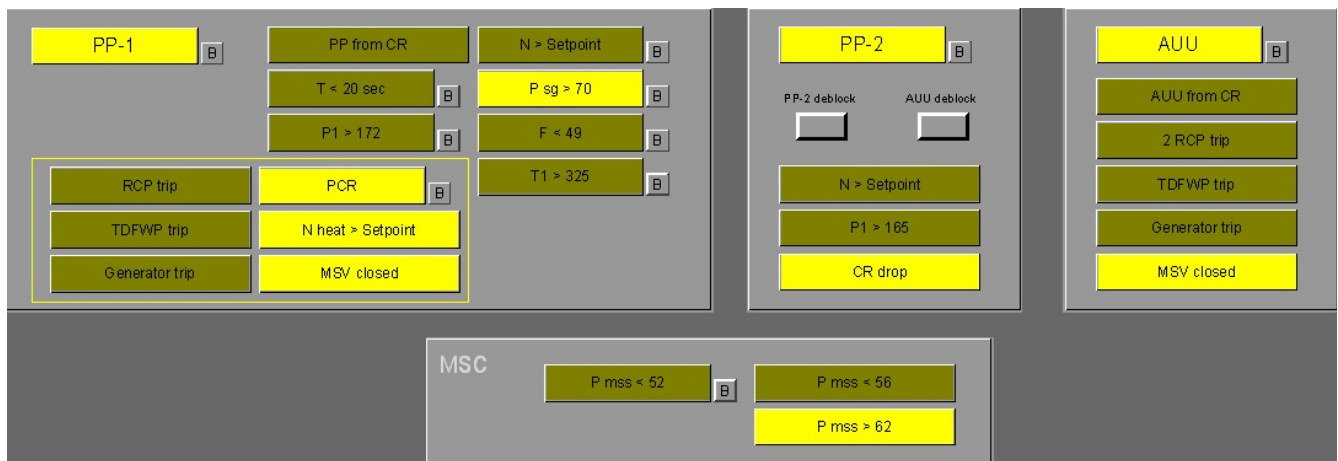
Para el retorno a plena potencia, la FWP es puesta en marcha manualmente y se realizan maniobras de boro similares a la explicada en el punto 4.3.1.

#### 4.5. Cierre de las Válvulas Gobernadoras de la Turbina

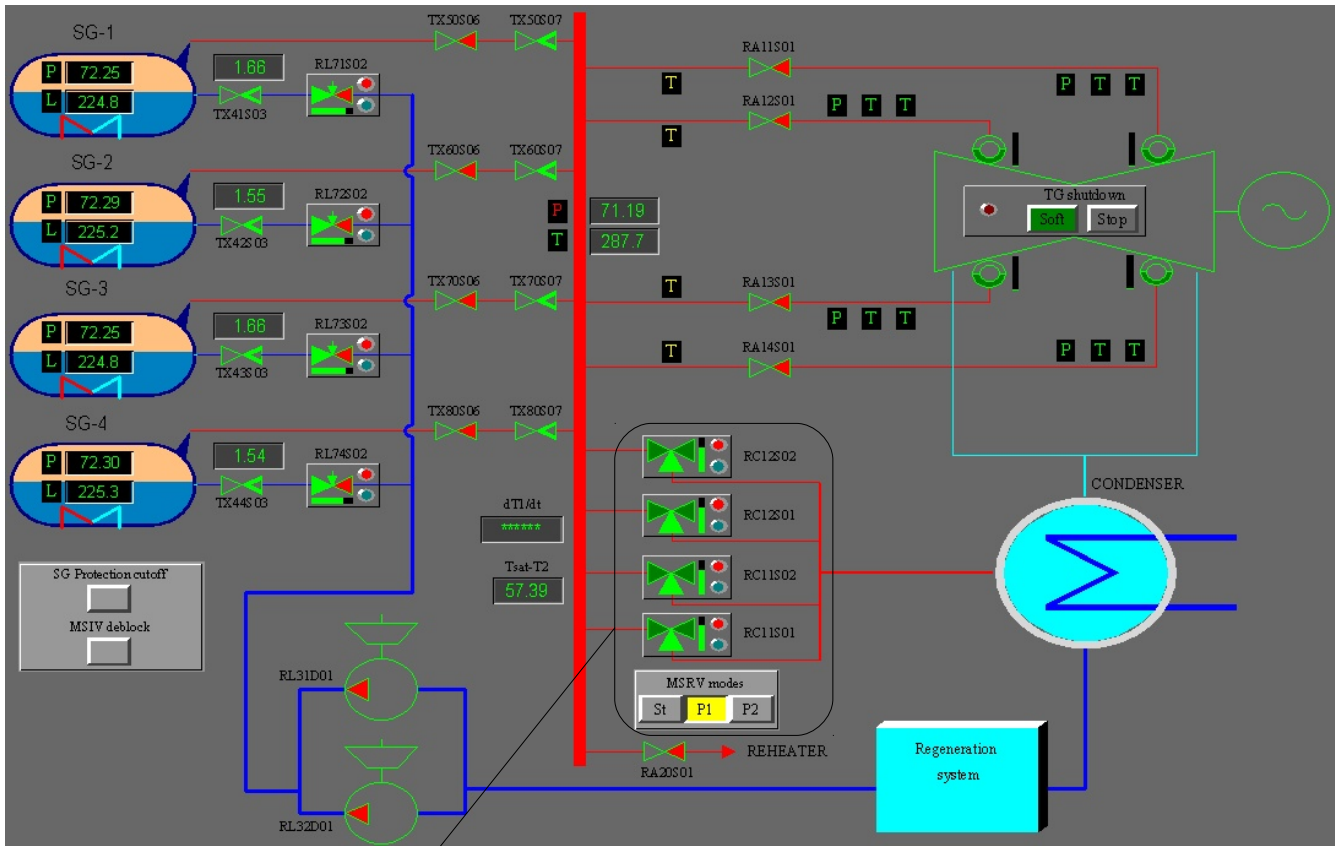
El escenario “D03 Closure of turbine stop-valve” reproduce esta falla.

El cierre de las válvulas gobernadoras de la turbina ocurre 30 [s] después de iniciar la simulación, lo que ocasiona que la presión en la línea de vapor principal se incremente y alcance el valor de 62 [ kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup>].

En el tablero anunciador aparecen las señales “Pmss = 62”, del grupo MSC y “MSV closed” del grupo AUU (ver figura 4-15). Los sistemas de protección preventiva realizan las siguientes acciones: El banco de barras de control #1 cae en el núcleo y el ROM comienza a reducir la potencia del reactor hasta 39%. Este es el nivel de potencia máxima permitida cuando ha ocurrido un cierre de las válvulas gobernadoras de la turbina.



**Figura 4-15. Señales generadas por el cierre de las válvulas gobernadoras de la turbina**



BRU-K (operando)

**Figura 4-16. Incremento en la presión de la línea de vapor principal**

Como se muestra en la figura 4-16, las válvulas “by-pass” BRU-K mantienen estable la presión en el circuito secundario. Cuando la potencia del reactor disminuye a 39%, este nivel se mantiene por medio del ACP.

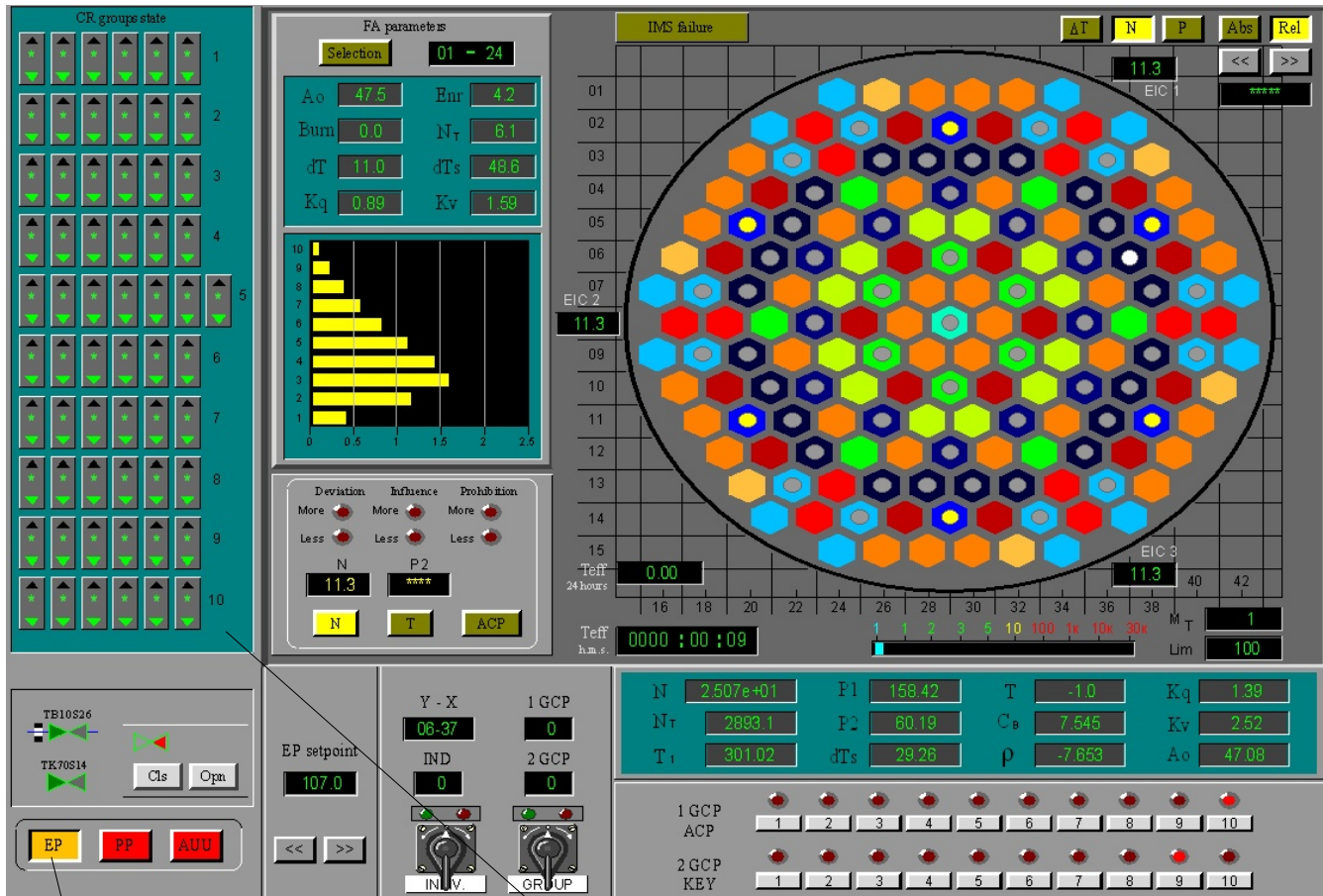
Cuando los parámetros se estabilizan, las condiciones del reactor son las siguientes:

- Operación a 39% de la potencia nominal.
- Presión en el circuito primario mantenida por los calentadores eléctricos del presurizador.
- Presión en la línea de vapor principal es mantenida por las válvulas BRU-K.

Para el retorno a plena potencia, deben ser desactivadas las señales en el tablero anunciador para liberar los sistemas de protección. Las válvulas gobernadoras de la turbina serán abiertas automáticamente por sus respectivos controladores una vez que éstos sean restablecidos en forma manual. Se requiere realizar maniobras de boro como la explicada en el punto 4.3.1.

#### 4.6. Paro Rápido del Reactor (Scram)

Al cargar el simulador con el escenario “C01 Hot shutdown and startup without failures at BOC”, se genera un evento de scram manual poco tiempo después de iniciar la simulación (ver figura 4-17). Todas las barras de control caen por su propio peso dentro del núcleo en menos de 3 [s], por tanto, la potencia se reduce rápidamente.

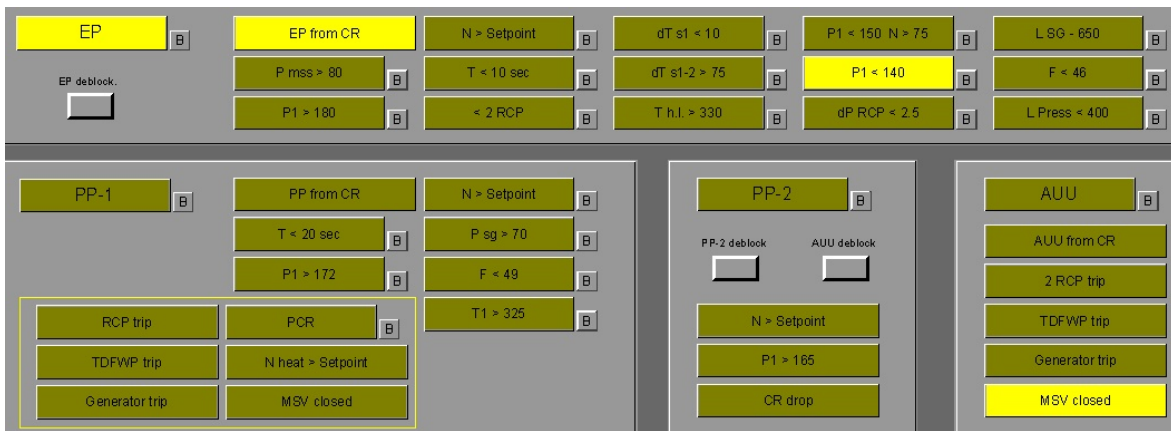


Llave de señal EP

Barras de control dentro del núcleo

Figura 4-17. Envío manual de señal de scram

En el tablero anunciador, como se muestra en la figura 4-18, aparece la señal “EP from CR”. Tanto la potencia como la presión del reactor disminuyen. La presión del circuito secundario cae por debajo del punto de ajuste de los controladores de las válvulas gobernadoras de la turbina, por tanto, éstas se cierran automáticamente.



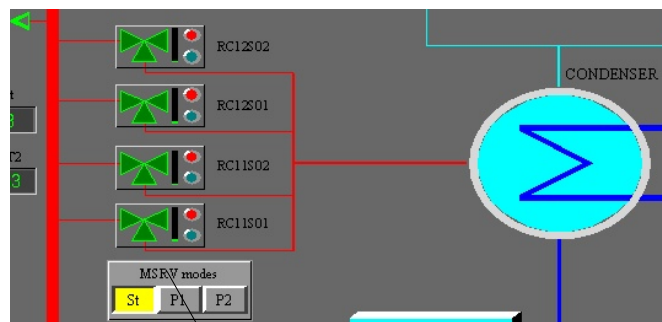
**Figura 4-18. Tablero anunciador indicando scram desde el cuarto de control**

Cuando los parámetros se estabilizan, las condiciones del reactor son las siguientes:

- La presión en el circuito secundario es mantenida por las válvulas “by-pass” BRU-K.
- La presión en el circuito primario es mantenida por los calentadores eléctricos del presurizador.
- La potencia del reactor tiene un valor de 0%.

Antes de realizar la maniobra de retorno a plena potencia, es necesario desactivar la llave EP para recuperar el control del reactor y desbloquear las señales que pudieran seguir activas en el tablero anunciador (excepto “MSV closed”, ya que las válvulas gobernadoras de la turbina permanecen cerradas en este punto) con el fin de que sea posible ajustar las posiciones de las barras de control.

Las válvulas BRU-K se deben configurar para mantener una presión estable de 60 [ kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup> ] en la línea de vapor principal y que sólo se derive el exceso de vapor al condensador (ver figura 4-19).



Selector de modo de operación

**Figura 4-19. Configuración de las válvulas BRU-K**

Para evitar cambios bruscos en la reactividad, se procede a aumentar de manera significativa la concentración de ácido bórico en el circuito primario: de 7.545 [g/kg] a un valor entre 12 y 16 [g/kg]. Se alcanza la condición de paro caliente del reactor, como se observa en la figura 4-20.

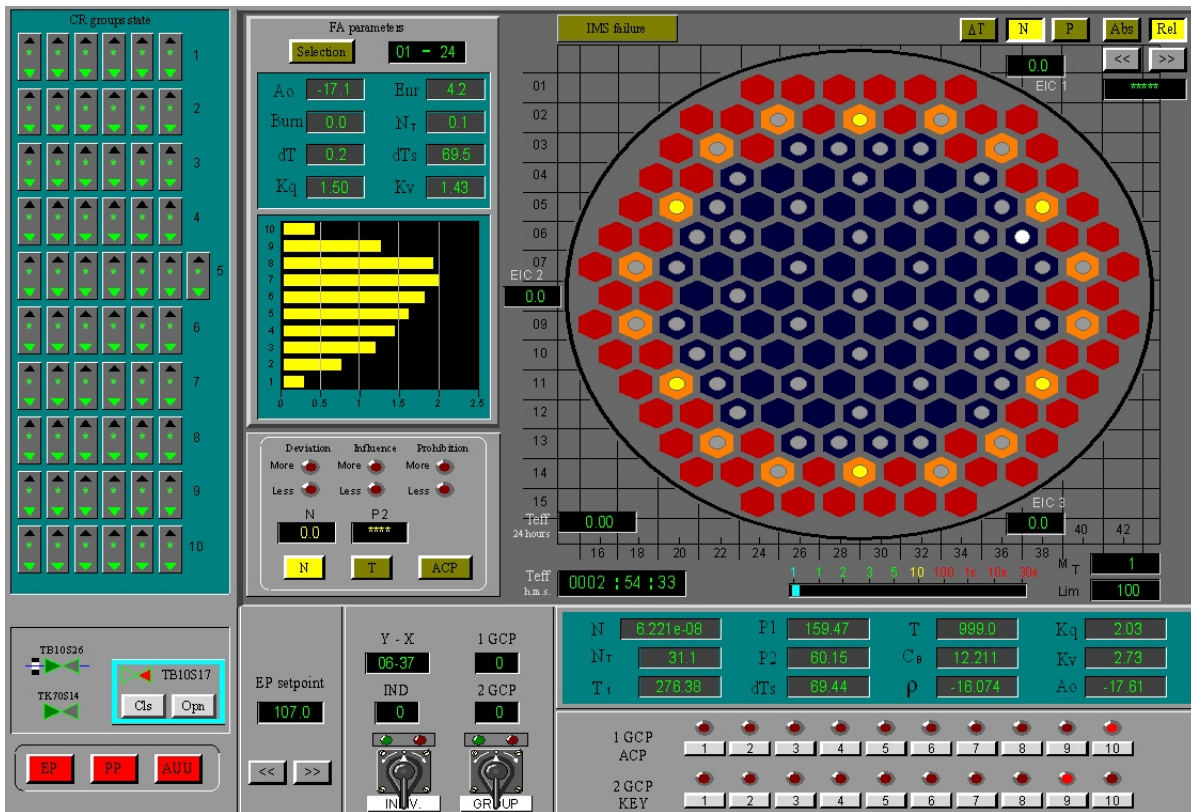


Figura 4-20. Condición de paro caliente del reactor

#### 4.6.1. Retorno a plena potencia

Se procede a extraer totalmente los bancos de barras de control #1 a #9 y a poner en una posición de entre 60 y 75% el banco de barras de control #10. Se aprecian cambios en la potencia y en el período del reactor.

Posteriormente, se inicia la dilución del concentrado de boro. El reactor alcanza el nivel mínimo de potencia controlada (ver figura 4-21), el cual tiene las siguientes características:

Potencia:  $N = 1 \times 10^{-5} \%$

Período del reactor:  $T = 200$  [s]

Reactividad:  $\rho = -0.3$  [% $\Delta k/k$ ]

(El valor negativo de la variable  $\rho$  indica la subcriticidad del reactor)<sup>[3]</sup>

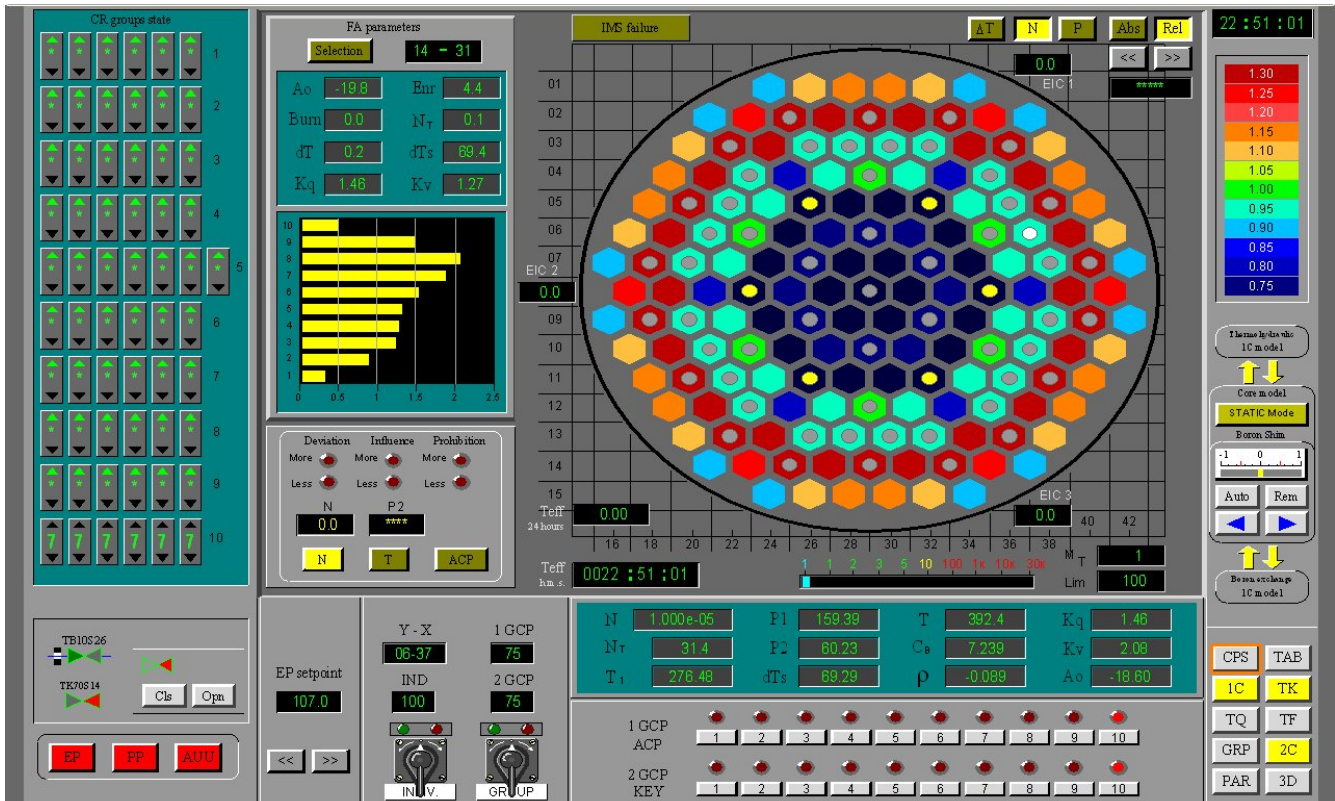


Figura 4-21. Nivel mínimo de potencia controlada

Cuando la concentración de ácido bórico se ha reducido a un valor entre 6.7 y 6.4 [g/kg] se detiene el proceso de dilución. La potencia del reactor aumenta y alcanza el valor de 40%; este nivel es mantenido mediante ACP. Las válvulas gobernadoras de la turbina son establecidas en modo automático.

La configuración de las válvulas BRU-K debe volver al estado original, en el cual funcionan como válvulas de seguridad para la línea de vapor principal.

Una vez estabilizados los parámetros, la carga de la turbina es de 30%.

La última etapa de la maniobra consiste en aumentar la potencia del reactor de 40% a 100%. Para ello, es reanudada la dilución del concentrado de boro mientras se mantiene apagado el ACP, hasta que los bancos de barras de control #1 a #9 estén totalmente fuera del núcleo. El incremento de potencia se realiza encendiendo y apagando el ACP en cada aumento de 10 puntos porcentuales de potencia del reactor, con el propósito de que se estabilicen los parámetros. Los pasos se reducen a 5% cuando se llega a 70% Nnom.

Cuando la potencia del reactor alcanza un valor entre 97-98% se enciende el ACP para mantener este valor, como se muestra en la figura 4-22.

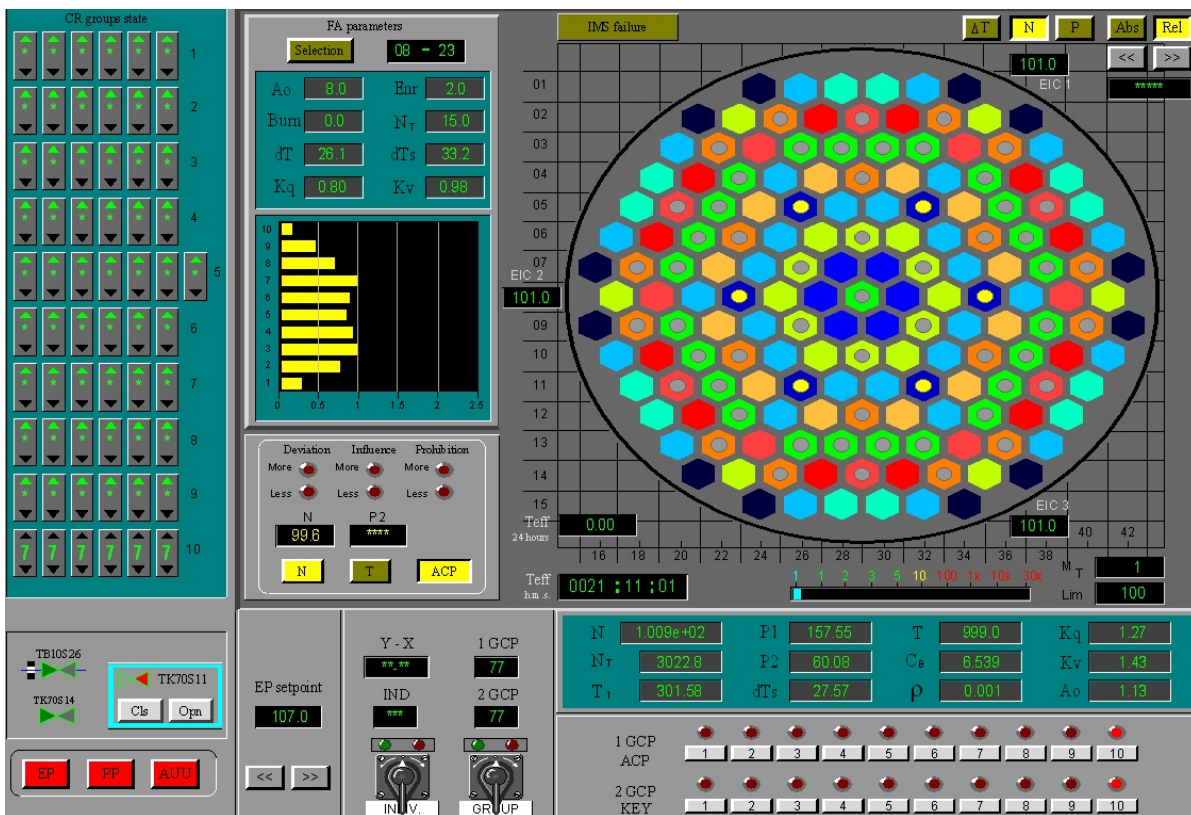


Figura 4-22. Reactor operando a 100% Nnom

#### 4.7. Demostración de Dos Diferentes Patrones de Carga del Núcleo

En este punto se analiza la diferencia entre las dos configuraciones del núcleo presentadas en el simulador: La 1ª y la 5ª carga. Las acciones realizadas en los escenarios vistos hasta ahora para ambas cargas del núcleo son las mismas.

Como se explicó en el punto 3.2.10, el diagrama tridimensional tiene la opción de ser presentado de diferentes maneras. El parámetro “ENR” en la forma de gráfica de barras muestra la distribución de los ensambles de combustible de acuerdo al enriquecimiento en cada uno de ellos.

Para la 1ª carga de combustible, que se muestra en la figura 4-23, los ensambles con mayor enriquecimiento (4.23, 4.40 [%U<sub>235</sub>]) son colocados en la parte periferal del núcleo, mientras que a aquellos con menor enriquecimiento (2.0, 3.0 [%U<sub>235</sub>]) se les coloca en la parte central del núcleo.

En el caso de la 5ª carga (ver figura 4-24), la mayor parte de los ensambles de combustible tienen enriquecimientos de 4.40 y 4.23 [%U<sub>235</sub>] incluyendo aquellos ubicados en la parte central. Sólo algunos ensambles con enriquecimiento de 3.0 [%U<sub>235</sub>] son mantenidos en su posición.

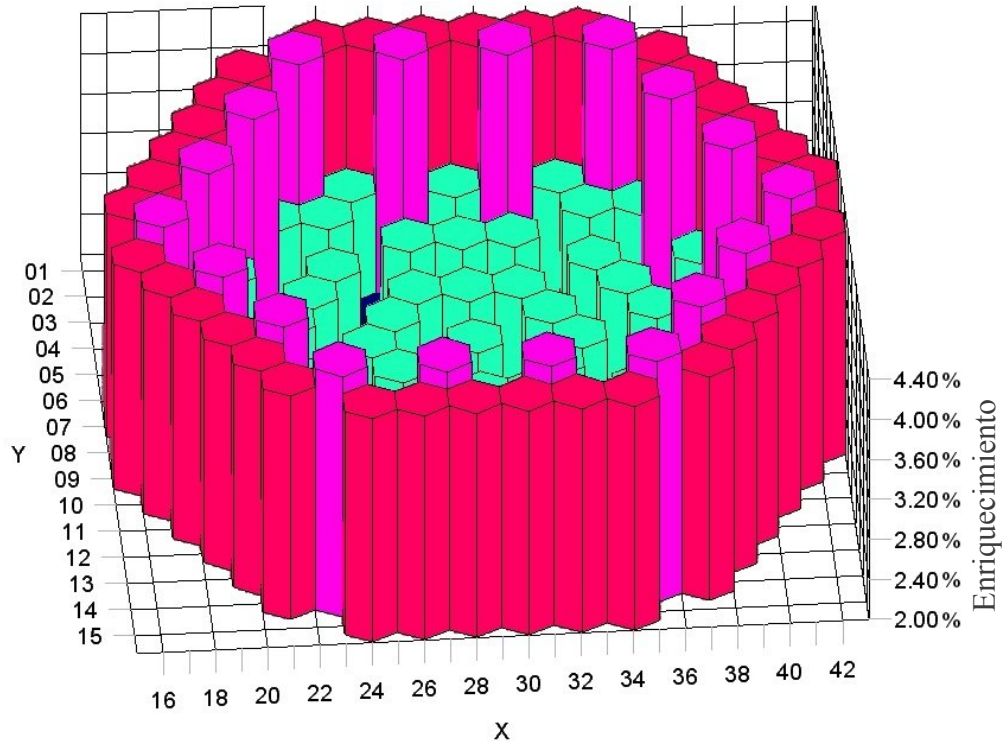


Figura 4-23. 1ª carga del núcleo

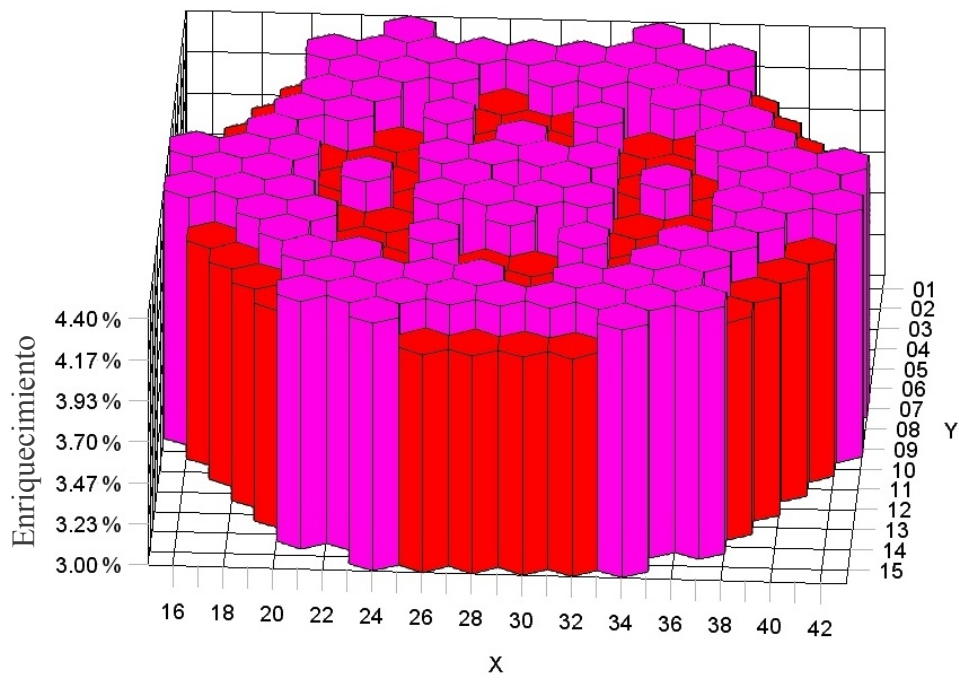


Figura 4-24. 5ª carga del núcleo



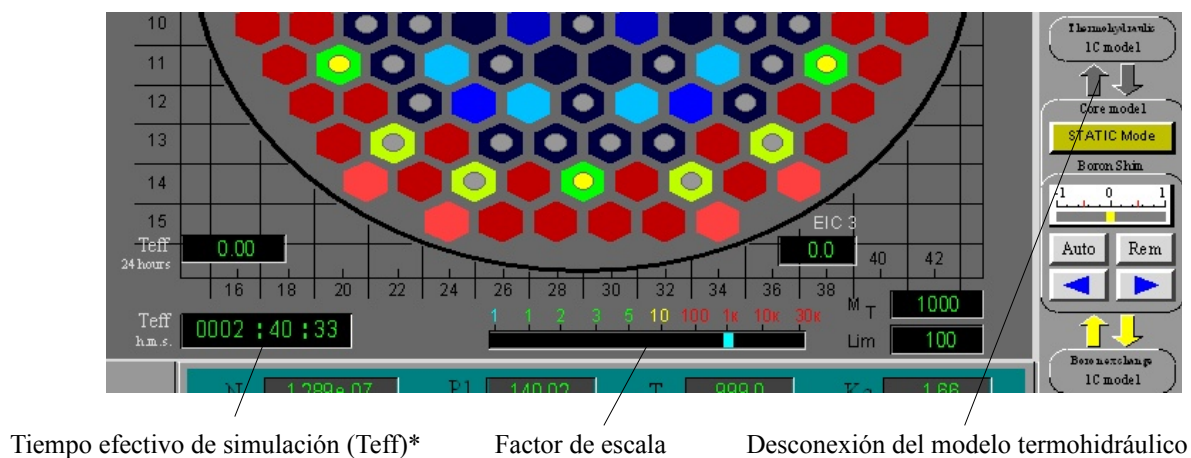
#### 4.8. Demostración de las Oscilaciones en la Potencia y en el Desajuste (offset)

En este escenario de simulación, los sistemas de protección EP, PP-1 y PP-2 han sido discriminados y el simulador genera un evento de protección AUU desde el cuarto de control, por lo que ocurre una reducción de potencia.

De acuerdo con la secuencia de comandos de este escenario para demostración, la escala de tiempo del modelo de cinética neutrónica es acelerada automáticamente en un factor de 1,000 por el programa con el objeto de reducir el tiempo de cálculo. Asimismo, este modelo es desconectado del modelo termohidráulico del circuito primario, ya que se trata de analizar solamente parámetros propios del núcleo del reactor. Los controles del modelo matemático se muestran en la figura 4-25.

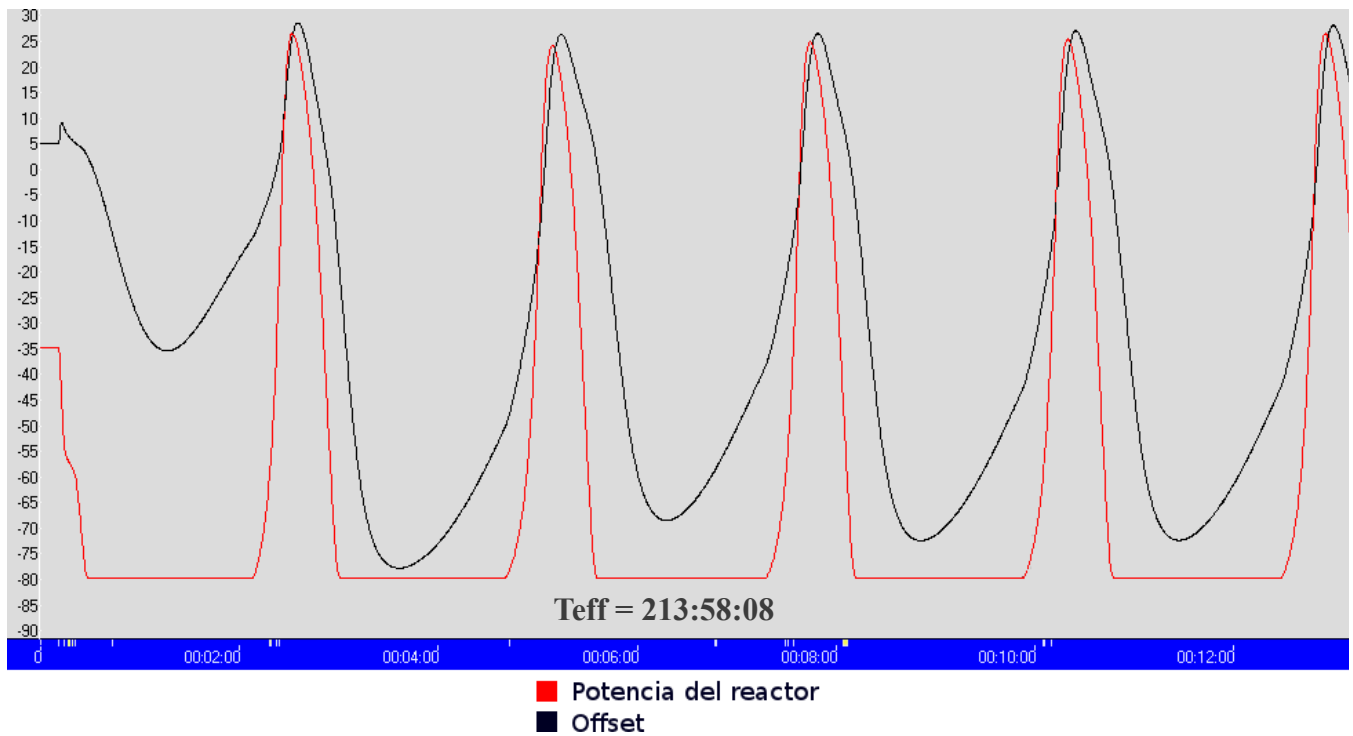
La protección AUU inserta totalmente al banco de barras de control #1, lo que produce reactividad negativa. Sin acciones por parte del operador, ocurren oscilaciones de potencia y de offset. Dado que los sistemas de protección mencionados previamente fueron discriminados con fines de demostración, los sistemas de inyección de concentrado de boro y de barras de control no responden ante dichas oscilaciones .

Las figuras 4-26 a 4-29 muestran las oscilaciones mencionadas para combustible nuevo (BOC) y para combustible gastado (EOC) para dos disposiciones de la carga del núcleo, así como el tiempo efectivo de simulación en cada caso.

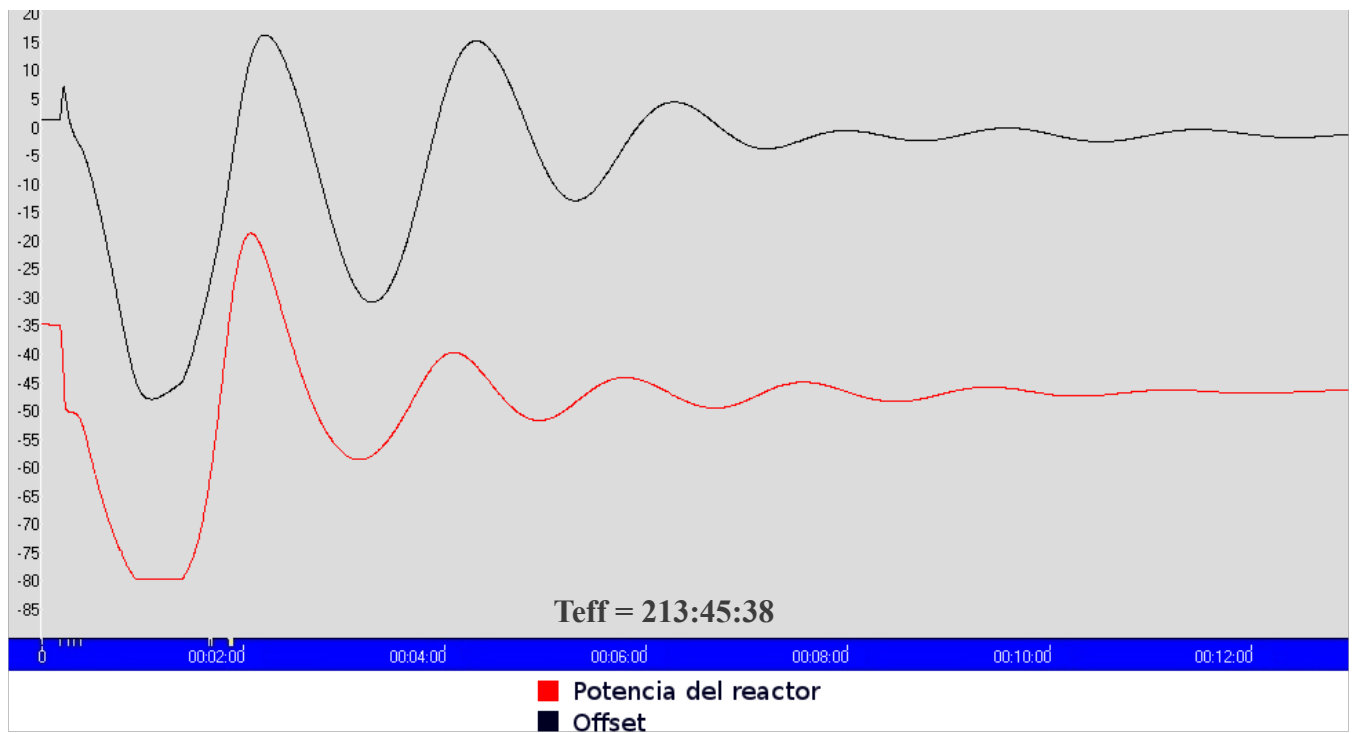


**Figura 4-25. Aceleración del modelo de cinética neutrónica**

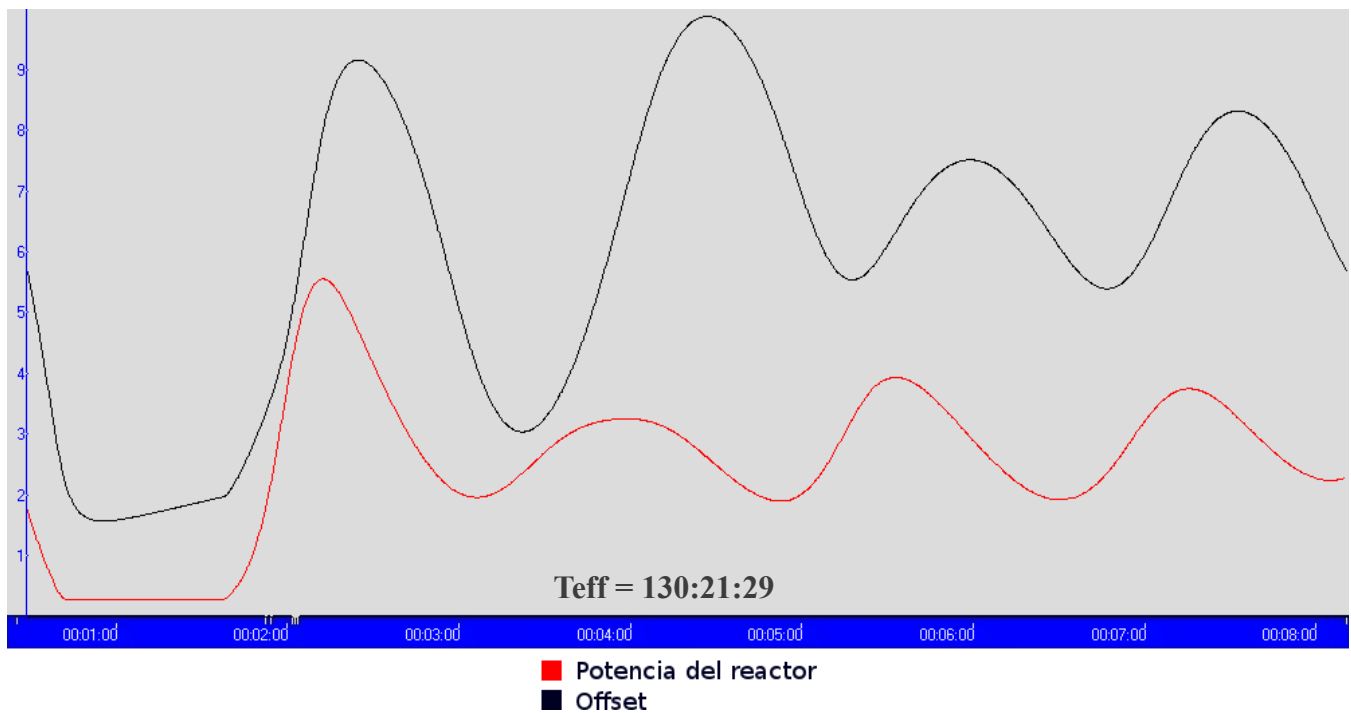
\*Este concepto se refiere al tiempo neto de análisis del modelo matemático asociado al factor de escala que se aplica al tiempo real.



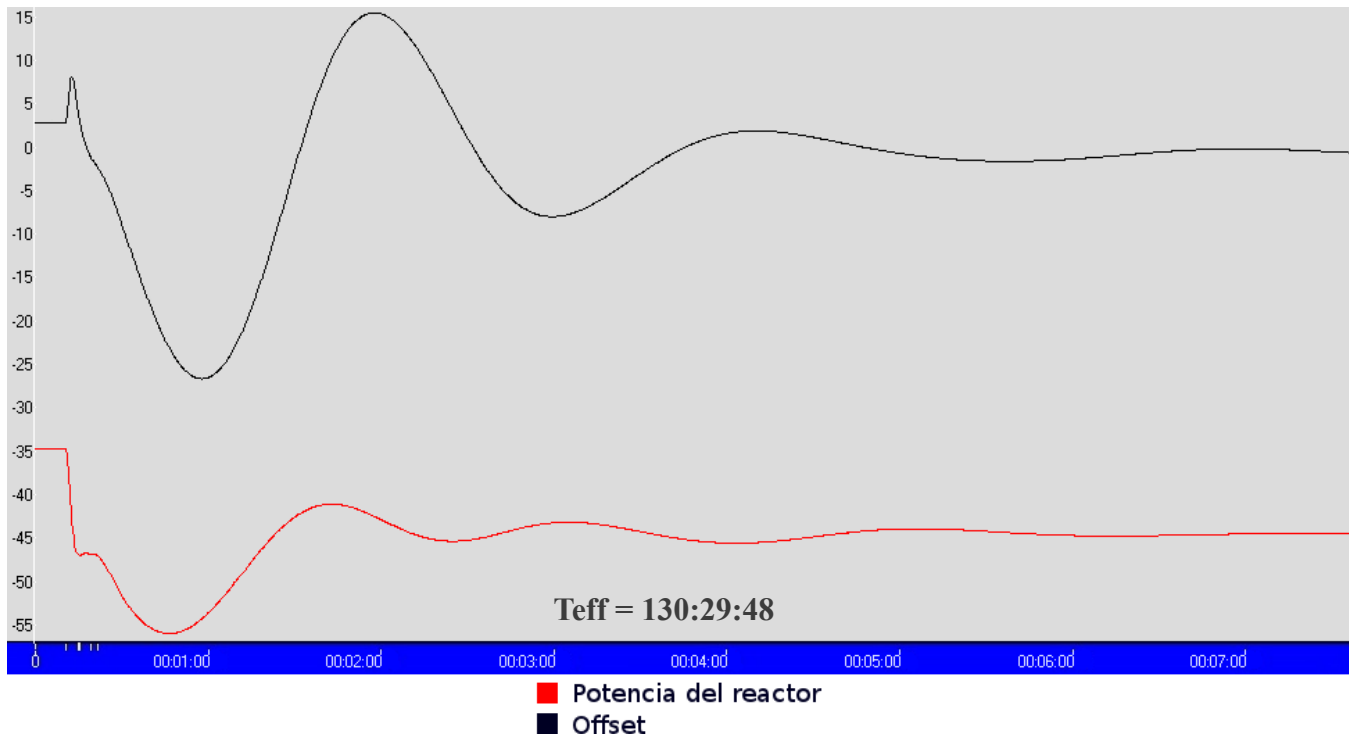
**Figura 4-26. Oscilaciones para BOC (1ª carga del núcleo)**



**Figura 4-27. Oscilaciones para BOC (5ª carga del núcleo)**



**Figura 4-28. Oscilaciones para EOC (1ª carga del núcleo)**



**Figura 4-29. Oscilaciones para EOC (5ª carga del núcleo)**

El núcleo con la 1ª carga muestra oscilaciones de mayor amplitud y sin amortiguamiento, mientras que las oscilaciones del núcleo con la 5ª carga son amortiguadas rápidamente.

#### 4.9. Demostración de las oscilaciones en el desajuste (offset) debido al movimiento de barras de control dentro y fuera del núcleo

Esta demostración se obtiene con el escenario “A10\_Xenon oscillations of the axial offset at constant reactor power for BOC 8h delay”. El reactor opera a 70% de potencia.

Al iniciar la simulación, ACP se apaga y el modelo del núcleo es desconectado del modelo de intercambio de boro. De acuerdo con la secuencia de comandos en este escenario de simulación, el modelo neutrónico se mantiene en estado estático y la potencia es regulada por el compensador químico, el cual ajusta la concentración de ácido bórico en el refrigerante para contrarrestar los cambios en la reactividad cuando el banco de barras de control cambia de posición. Dicho componente no existe en la central real; sólo está presente en el simulador con fines de demostración.

El modelo del núcleo es desconectado del modelo termohidráulico por el programa y acelerado en un factor de 100 (por las razones expuestas en el punto 4.8) para demostrar las oscilaciones de offset.

La posición inicial del banco de barras de control #10 es de 80% y el simulador lo introduce hasta 40% . Se mantendrá en esta posición durante 8 horas (tiempo efectivo).

Posteriormente, el factor de aceleración del modelo del núcleo regresa al valor de 1 (tiempo real) y el banco de barras de control #10 vuelve a ser extraído hasta la posición inicial.

El modelo es acelerado en un factor de 200 para demostrar las oscilaciones de offset después de haber regresado el banco de barras de control 10 a su posición inicial (ver figura 4-30).

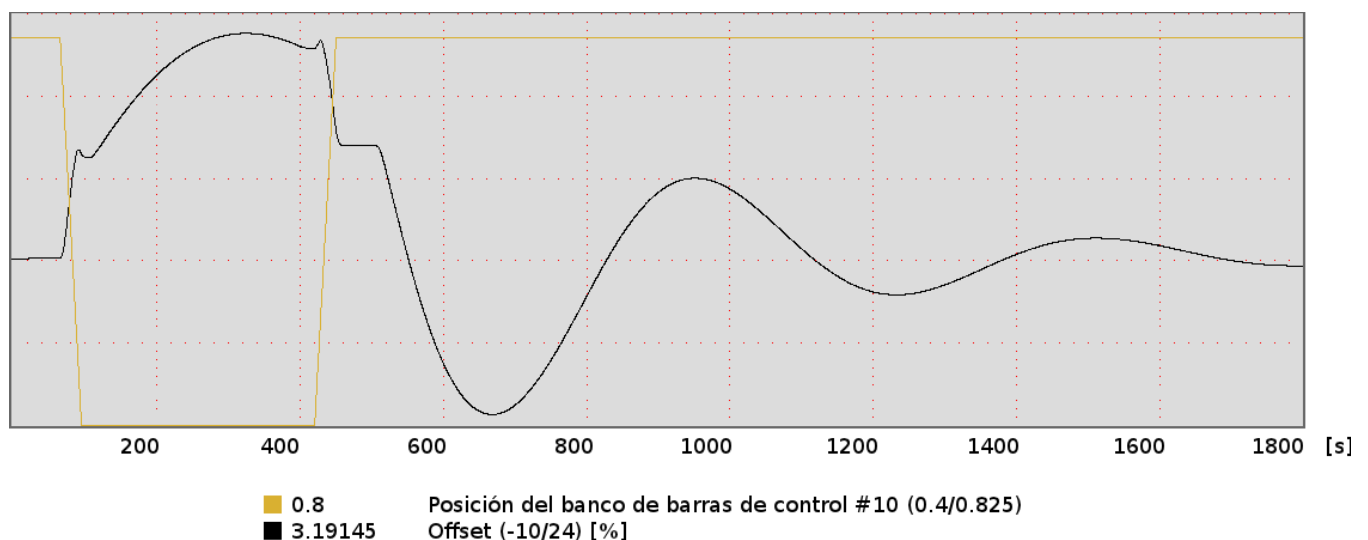
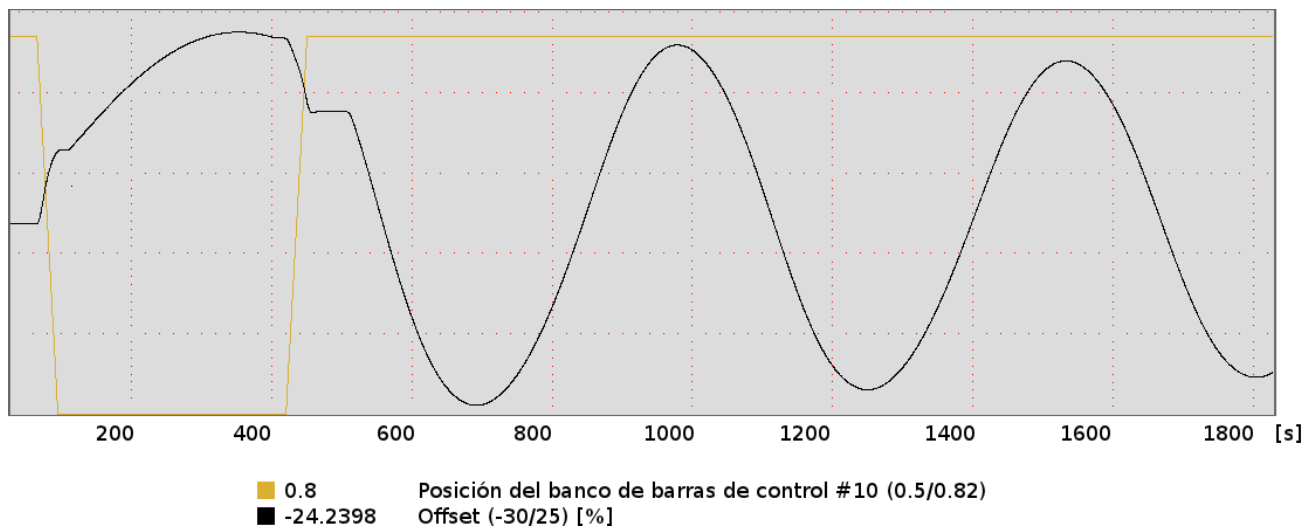


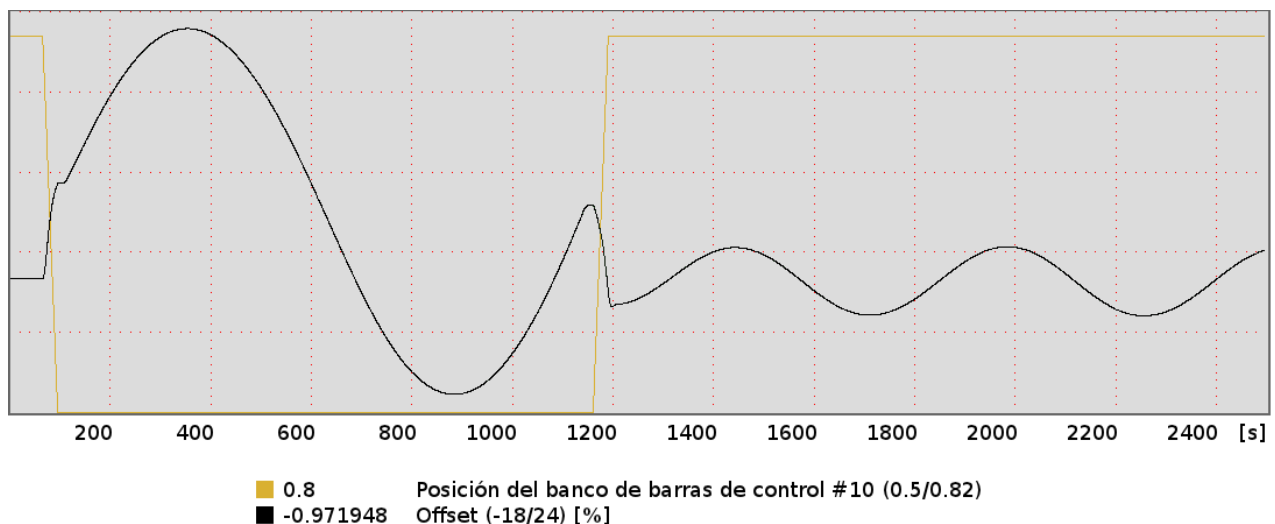
Figura 4-30. Oscilaciones en offset para BOC (banco de barras de control dentro durante 8 horas)

En la figura 4-31 se demuestra este fenómeno al final del ciclo de combustible en el escenario “A13\_Xe oscils of offset (N=const) for EOC\_1load\_8h delay”.



**Figura 4-31. Oscilaciones en el offset para EOC (banco de barras de control dentro durante 8 horas)**

El núcleo con combustible nuevo (BOC) presenta oscilaciones que se atenúan rápidamente mientras que al final del ciclo de combustible (EOC) las oscilaciones son de mayor amplitud y sin amortiguamiento. La técnica para suprimir las oscilaciones consiste en ajustar la posición de los bancos de barras de control introduciendo reactividad positiva a la mitad superior del núcleo cuando el flujo de neutrones se “desplaza” hacia la mitad inferior. En la figura 4-32 se muestran las oscilaciones cuando el banco de barras de control permanece en la posición de 40% durante 28 horas (tiempo efectivo).



**Figura 4-32. Oscilaciones en offset para EOC (banco de barras de control dentro durante 28 horas)**

## Capítulo 5

### Accidente en la Central Nucleoeléctrica de Three Mile Island

Three Mile Island (TMI) es una central nucleoeléctrica localizada en la isla del mismo nombre sobre el río Susquehanna al sur de Harrisburg, Pensilvania, Estados Unidos de América.

En la figura 5-1 aparece una fotografía de la central en su estado actual. Consta de dos unidades con reactores tipo PWR, cuyo diseño es de la empresa Babcock & Wilcox.



TMI-2: 906 [MW<sub>e</sub>]  
(Unidad dañada)

TMI-1: 852 [MW<sub>e</sub>]  
(En funcionamiento)

**Figura 5-1. Central nucleoeléctrica de Three Mile Island**

El 28 de marzo de 1979 ocurrió un accidente en TMI-2 considerado como el de mayor seriedad en la historia de la operación comercial de plantas nucleares en Estados Unidos a pesar de que no hubo muertos ni heridos y de que la liberación de radiactividad al medio ambiente fue mínima.

Una falla en el circuito secundario de la planta puso en evidencia errores de diseño del circuito primario que, sumados a la falta de comunicación entre los operadores del reactor (veteranos de la industria nuclear de la Marina) y a una mala interpretación de lecturas provenientes de los instrumentos de medición, se llegó a un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA, por sus siglas en inglés) y, finalmente a una fusión parcial del núcleo.<sup>[14]</sup>

Doce días antes del accidente, una película denominada “El Síndrome de China” (The China Syndrome), protagonizada por Jane Fonda, fue presentada en salas cinematográficas de todo Estados Unidos. Se trataba de un accidente en una central nucleoelectrica y los esfuerzos de una venal compañía eléctrica por ocultar la posibilidad de fusión y filtración del núcleo del reactor a través del acero revestido de concreto en el fondo del contenedor y hacia dentro de la tierra, liberando enormes cantidades de material radiactivo al medio ambiente. La película, a pesar de que aborda una historia ficticia, fue bien recibida (gracias en parte a los eventos de Three Mile Island), ampliamente promovida y citada en los medios de comunicación. El efecto de la película en la percepción del público sobre el accidente en Three Mile Island es inconmensurable. Sensibilizó a muchos lectores y telespectadores, así como a reporteros, editores y comentaristas sobre las implicaciones de un accidente nuclear y la posibilidad de una fusión del núcleo.<sup>[15]</sup>

Este accidente provocó cambios radicales en la industria nuclear; tuvieron que ser reformados los procedimientos de respuesta ante emergencias, la ingeniería de factores humanos y el entrenamiento de los operadores de reactor. También fue necesario realizar mejoras en los sistemas de vigilancia de la NRC.

### **5.1. Descripción del Accidente**

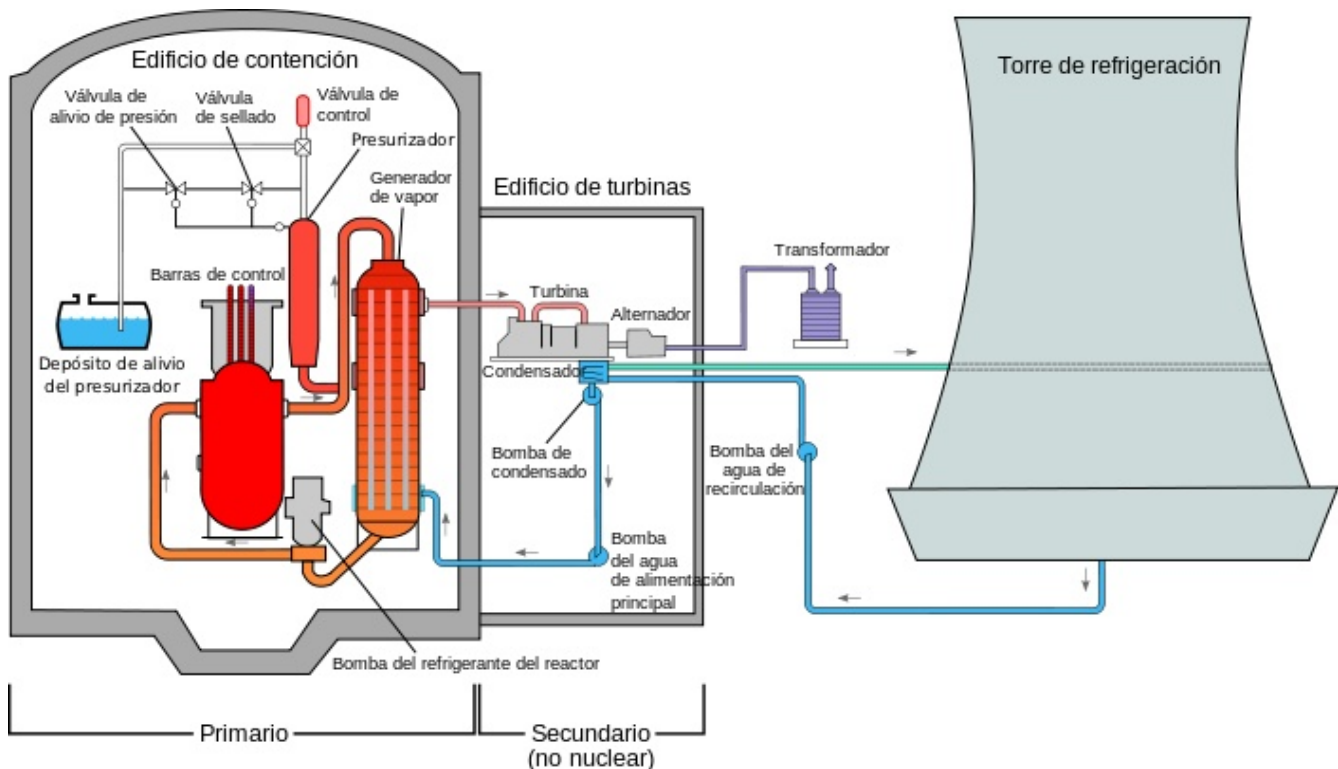
El accidente comienza a las 4:00 a.m. del 28 de marzo de 1979 con el disparo de las bombas de agua de alimentación (ver figura 5-2). Este hecho cancela la transferencia de calor del circuito primario al secundario; el calor generado en la vasija del reactor eleva la temperatura y la presión del refrigerante, por lo cual se expande y el nivel del presurizador aumenta.

La presión aumenta y rebasa el valor del punto de ajuste de los sistemas de seguridad, por lo que se genera una señal de scram: las barras de control caen por su propio peso dentro del núcleo. La válvula de alivio del presurizador se abre automáticamente, permitiendo la salida de vapor para reducir la presión hasta un nivel aceptable. En ese momento la válvula de alivio debió cerrar, sin embargo, queda atascada en posición abierta y los operadores no tienen conocimiento de esto.

En el cuarto de control, fue instalada una luz indicadora conectada al mecanismo de apertura y cierre de la válvula de alivio: cuando circula corriente eléctrica a través del solenoide (permitiendo al actuador desplazarse) esta luz

indicadora se enciende; cuando la presión en el circuito primario disminuye lo suficiente, se corta la corriente eléctrica hacia la válvula, permitiendo que ésta cierre. La luz indicadora se apaga.

Desafortunadamente, esta luz indicadora sólo permite saber que circula corriente eléctrica a través del mecanismo de apertura de la válvula pero no determinar si ésta se encuentra en posición abierta o cerrada.



**Figura 5-2. Diagrama simplificado de TMI-2**

Durante más de dos horas, el circuito primario sufre pérdidas de presión con la válvula de alivio en posición abierta. Los sistemas de inyección a alta presión (HPI) comienzan a empujar agua hacia el circuito primario desde el tanque de almacenamiento de agua borada (BWST) con el objetivo de garantizar que el núcleo del reactor permanezca cubierto de refrigerante.

La actuación del sistema HPI es una posible señal de un LOCA en progreso. No obstante, durante la operación de TMI-2, los operadores estaban acostumbrados a ver que las bombas de inyección a alta presión se encendieran ante pérdidas de flujo de agua de alimentación o ante el disparo del reactor. Este sistema se activó muchas veces en eventos no considerados fallas; una de las características más indeseables del diseño de este reactor, ya que tiende a confundir reacciones "normales" y de "emergencia" de los sistemas automáticos.



El circuito primario continúa perdiendo presión y el calor de decaimiento generado aún en el núcleo del reactor provoca el fenómeno de ebullición nucleada, es decir, aparecen burbujas de vapor en la parte superior del núcleo que, al acumularse, empujan al refrigerante hacia el presurizador, provocando que el nivel de éste aumente. El espacio ocupado por burbujas de vapor en el núcleo aumenta conforme hierve el refrigerante y los ensambles de combustible comienzan a quedar expuestos.

En este reactor, a diferencia del VVER-1000, no existen instrumentos para medir el nivel de refrigerante en el núcleo. Por tanto, de acuerdo al entrenamiento de los operadores, el nivel del presurizador es el parámetro que se toma en cuenta para conocer la cantidad de agua en el circuito primario.

Con el nivel del presurizador en constante aumento, se corre el riesgo de que adquiera “condición de sólido”, es decir, que se llene completamente de refrigerante, perdiendo la habilidad de regular la presión del sistema a través del control del cojín de vapor superior. Por ello, se toma la decisión de reducir significativamente el flujo de agua desde las bombas HPI. Esta fue una decisión equivocada porque el flujo resultante no fue capaz de compensar la cantidad de refrigerante que siguió escapando a través de la válvula de alivio.<sup>[16]</sup>

Pocos minutos después, uno de los operadores nota que las válvulas para suministrar agua de alimentación a los generadores de vapor ante una emergencia están cerradas. La operación de este sistema resulta indispensable para el enfriamiento del circuito primario, por tanto, inmediatamente se da la orden de abrir estas válvulas.<sup>[15][16]</sup>

Durante las siguientes 3 horas, uno de los operadores descartará dos advertencias de un medidor que muestra que la temperatura de descarga de la válvula de alivio supera el rango normal en 100 [°F] (37.78 [°C]). Este valor elevado es atribuido al calor residual de la apertura previa, supuestamente breve, de la válvula de alivio para liberar vapor.

Surgen más indicios de que la válvula de alivio sigue abierta. La descarga continua de refrigerante desde la válvula atascada hacia el tanque de drenado del reactor causa que la presión en éste se incremente. El aumento en la presión provoca que el disco de ruptura de seguridad en la parte superior del tanque reviente, vertiendo refrigerante en el sumidero del edificio de contención, cuya presión y temperatura aumentan.

Los instrumentos indican que la reacción en cadena parece estar reiniciando a pesar de que todas las barras de control están dentro del núcleo, por lo que los operadores realizan maniobras de emergencia de inyección de ácido bórico. El aumento en la reactividad en realidad indica que el núcleo está empezando a quedar descubierto.

Cuando transcurre una hora y trece minutos, los operadores notan vibraciones serias en las dos bombas de refrigerante del reactor del lazo B y optan por detenerlas para prevenir daños. Lo mismo sucede en el lazo A

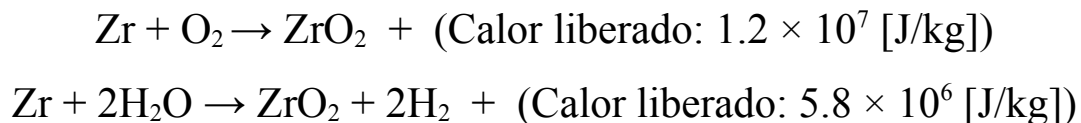
media hora después. Las bombas vibran por la mezcla de vapor y agua presente en ellas. Al detenerse, el agua y el vapor se separan y éste se desplaza a la parte superior del núcleo.

Los operadores mantienen la creencia de que el nivel de refrigerante en el núcleo es seguro, ya que el nivel del presurizador continúa siendo aceptable. Con las bombas de refrigerante detenidas, se espera que el proceso de circulación natural (flujo por convección de agua caliente y fría) retire calor del núcleo. Sin embargo, la cantidad de vapor en el sistema evita que este fenómeno ocurra.

En la siguiente media hora, el daño al núcleo es de mayor seriedad. Sin flujo de agua en el circuito primario, el calor generado en la vasija del reactor convierte más refrigerante en vapor; el nivel de agua cae y deja expuesto al núcleo del reactor en más del 50%.

Uno de los operadores del siguiente turno, analizando lecturas provenientes de instrumentos, llega a la conclusión de que existe vapor atrapado en las piernas calientes de ambos lazos. También concluye que la válvula de alivio tiene una fuga y ordena inmediatamente el cierre manual de esta válvula, siendo las 6:18 a.m.

La parte superior del núcleo del reactor está rodeada de vapor y una reacción química ocurre entre el zircaloy caliente de los tubos que contienen al combustible y el vapor\*. Se genera dióxido de zirconio e hidrógeno:



Esta reacción debilita el revestimiento del combustible hasta que cede y libera material radiactivo, el cual se mezcla con el refrigerante primario.

Se toma una muestra de refrigerante que presenta un nivel de radiactividad 350 veces superior al normal, por lo que se declara estado de emergencia y se informa a las autoridades competentes de lo sucedido.<sup>[17]</sup>

Los operadores no tienen conocimiento de la generación de hidrógeno en la vasija del reactor ni del núcleo descubierto parcialmente; aún dan por hecho que el nivel de agua es seguro. No obstante, están conscientes de la presencia de vapor en las piernas calientes de cada lazo y, mediante el sistema HPI, intentan colapsar esas burbujas de vapor con el objeto de volver a poner en marcha las bombas de refrigerante.

---

\*A una temperatura de aproximadamente 2,590 [°C].<sup>[18]</sup>

La concentración de gases radiactivos y de hidrógeno (gas no condensable y potencialmente explosivo) en el edificio de contención aumenta cada vez que los operadores realizan maniobras con la válvula de sellado del presurizador para mantener estable la presión del circuito primario.

Se intenta despresurizar al reactor con el objeto de que ocurra el encendido automático de los acumuladores de inyección de seguridad, sin embargo, no se logra llegar a un estado en el que la presión sea suficientemente baja como para permitir que más de un pequeño porcentaje de agua entre en el núcleo.

También son realizadas maniobras de liberación de vapor hacia la atmósfera desde el circuito secundario para establecer el flujo por convección en el circuito primario. Ante el temor de la presencia de radiactividad en el vapor liberado, las válvulas son cerradas por órdenes de un superior. Esto priva a la planta de una manera potencial de liberar calor.

Un ruido sordo se alcanza a escuchar desde el cuarto de control y algunos operadores dan por hecho que proviene del sistema de ventilación. El ruido en realidad es causado por una combustión breve de hidrógeno dentro del edificio de contención que genera un incremento súbito de la presión, registrado por los instrumentos de medición.

A las 4:00 p.m., cuando es evidente que las altas temperaturas en la zona del núcleo no disminuyen al ritmo esperado, existe consenso entre los ingenieros para volver a presurizar al reactor y reiniciar una de las bombas de refrigerante. Después de realizar pruebas rápidas con la bomba para medir el efecto sobre el sistema, los operadores establecen la bomba 1 del lazo A en operación normal. Por primera vez desde el inicio de esta crisis la planta es mantenida en condiciones relativamente estables. El plan es mantener al reactor durante varias semanas en enfriamiento gradual.

En la mañana del jueves 29 los operadores notan que, a pesar de las medidas que se tomaron, la temperatura del núcleo continúa siendo alta. Existe una acumulación de gases radiactivos que empujan al agua hacia la parte inferior de la vasija del reactor, haciendo imposible que el núcleo sea cubierto en su totalidad. Parte de este gas se acumula en el tanque de reserva de refrigerante, por lo que es necesario realizar maniobras de venteo.

Con las maniobras de venteo se liberan hacia la atmósfera gases que incrementan el nivel de radiación en los alrededores de la planta. Esto es detectado por las autoridades, por lo que se plantean la evacuación de las personas susceptibles a los efectos de la radiación como niños y mujeres embarazadas y establecen medidas precautorias como el cierre de escuelas cercanas a la planta.

Durante la mañana del viernes 30 la atención de técnicos e ingenieros ha estado ocupada en la burbuja de gas presente en la parte superior de la vasija del reactor, de la cual se sabe que la mayor parte es hidrógeno.

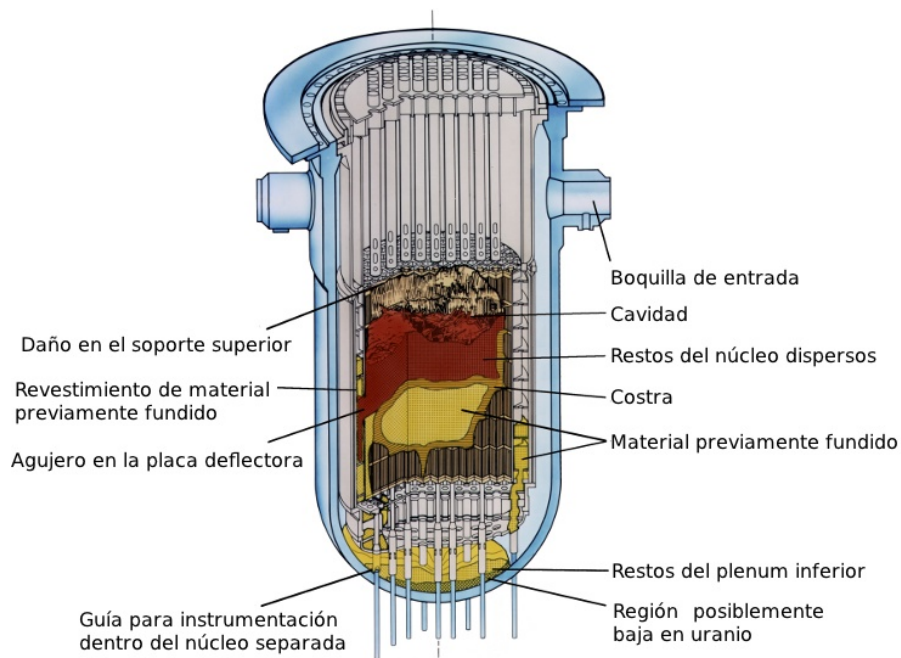
Uno de los químicos de Babcock & Wilcox determina que existe un riesgo bajo de generación de oxígeno en el núcleo por radiólisis (el efecto de separación de la molécula de agua mediante radiación), ya que la cantidad de hidrógeno presente suprimiría ese proceso. Sin oxígeno presente el hidrógeno no podría hacer combustión.

Mediante un método que emplea al sistema de control de volumen para mover el gas fuera de la vasija del reactor, se estima que en 3 días será posible eliminar la burbuja de hidrógeno.

La presencia de hidrógeno es prueba inequívoca de que el núcleo del reactor permaneció descubierto durante mucho tiempo y de que sufrió un daño serio cercano a la fusión total. El daño estimado que sufrió el núcleo del reactor, de acuerdo con datos de la NRC, se muestra en la figura 5-3.

El domingo 1 de abril se da el anuncio de que la burbuja de hidrógeno fue reducida a dos terceras partes del volumen que tenía el viernes 30.

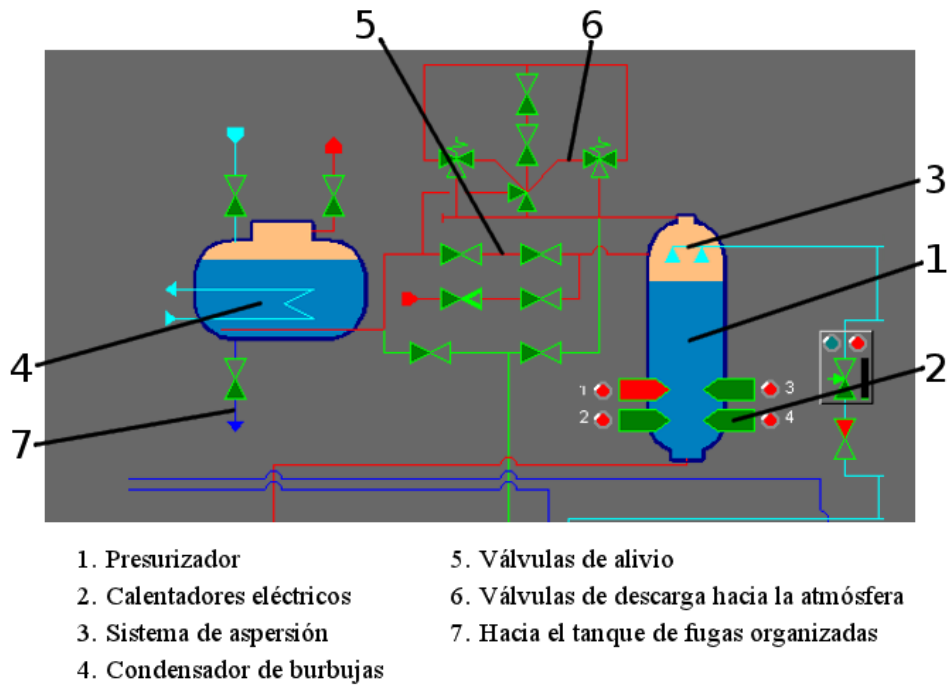
El martes 3 de abril se anuncia que la burbuja ha sido eliminada completamente y para el día 27 del mismo mes se logra utilizar solamente la circulación natural para enfriar el núcleo reactor, alcanzando la condición de apagado total.



**Figura 5-3. Estimación del estado del núcleo del reactor al final del accidente en TMI-2**

## 5.2. Simulación del Accidente

Se reproducen en el simulador los eventos que dieron lugar al accidente de TMI desde distintas perspectivas con el objeto de analizar la respuesta que presentaría una central VVER-1000. La figura 5-4 señala los componentes del sistema de control de la presión en el circuito primario.



**Figura 5-4. Sistema de control de la presión en el circuito primario**

### 5.2.1. Sin intervención del operador

Es conveniente analizar el comportamiento de la planta ante un disparo de las bombas de agua de alimentación sin que el operador intervenga.

En la tabla 5.1 se muestra la cadena de eventos que surge ante el disparo de las bombas de agua de alimentación, el cual ocurre en el instante 0 [s].

La tabla 5.1 tiene correspondencia con la figura 5-6 en la cual se muestra el comportamiento de las variables más importantes durante el transitorio.

**Tabla 5.1. Eventos posteriores al disparo de las bombas de agua de alimentación.**

<b>Tiempo transcurrido [s]</b>	<b>Evento</b>
0	El disparo de las bombas de agua de alimentación activa inmediatamente a los sistemas PP-2 (inserción total del banco de barras de control #1) y AUU (disminución de potencia).
3	Banco de barras de control #1 totalmente dentro del núcleo.
5	Protección preventiva PP-1: Regulador/limitador de potencia (ROM) TDFWP trip $N_{HEAT} > \text{Setpoint}$
8	Señal “TK disbalance”: Desequilibrio entre el flujo de agua de alimentación y agua drenada.
11	Alarmas por nivel bajo en los generadores de vapor ( $SG_n < 220$ [cm]) El Controlador Automático de Potencia (ACP) utiliza al banco de barras de control #10 para mantener la potencia estable.
30	Los sistemas de protección PP-1 disparan todas las bombas de refrigerante primario cuando el nivel en los generadores de vapor es menor a 175 [cm] con el objetivo de no consumir tan rápidamente el agua de alimentación.
34	La señal “2 RCP trip” del grupo AUU emerge como medida redundante de protección ante el disparo de por lo menos 2 bombas de refrigerante.
160 (00:02:40)	El banco de barras de control #10 es insertado totalmente en el núcleo por ACP. La potencia continúa decreciendo. El núcleo presenta temperaturas más altas en la región central (ver figura 5-5).
240 (00:04:00)	La potencia del reactor ha bajado a 4% $N_{nom}$ . El calor residual es removido por los generadores de vapor.
420 (00:07:00)	Cierre de las válvulas gobernadoras de la turbina.
421 – 1,426 (00:07:01 - 00:23:46)	La presión en el reactor continúa incrementándose.
1,427 (00:23:47)	EP (scram) “dT s1-2 > 75” - La diferencia entre las temperaturas de saturación de los circuitos primario y secundario es mayor a 75 [°C]. La presión se estabiliza.

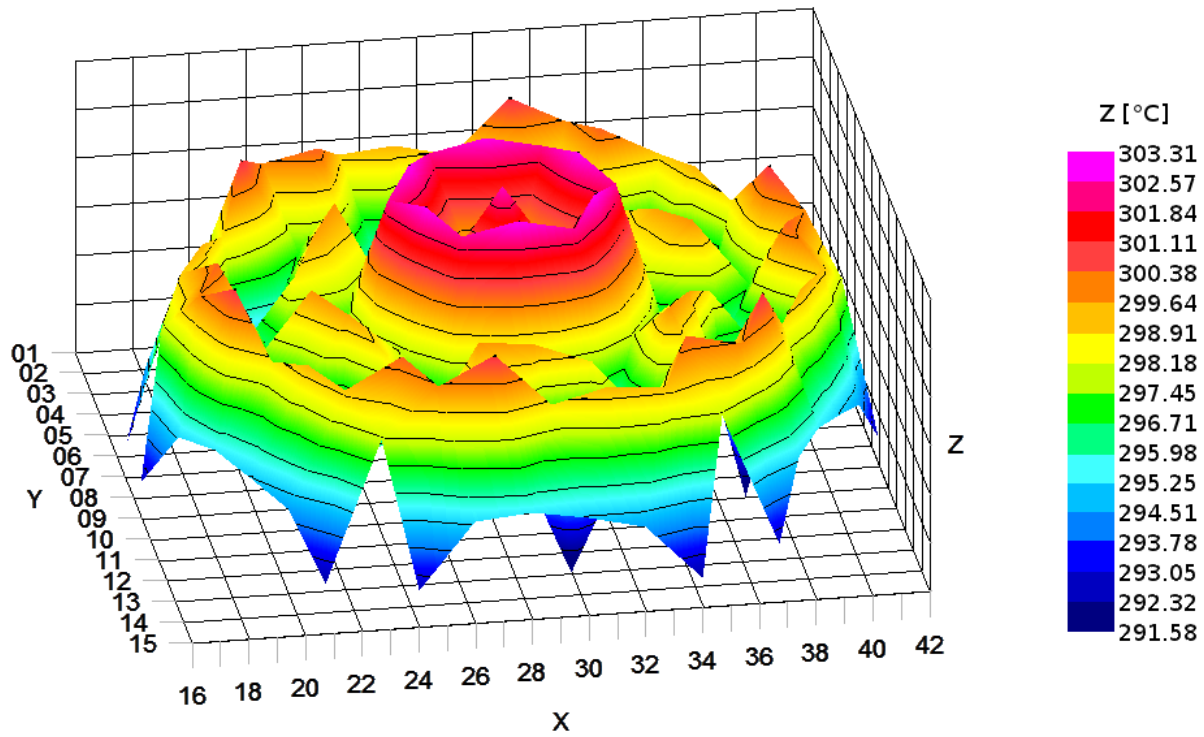


Figura 5-5. Temperaturas del núcleo cuando los generadores de vapor no son capaces de retirar suficiente calor

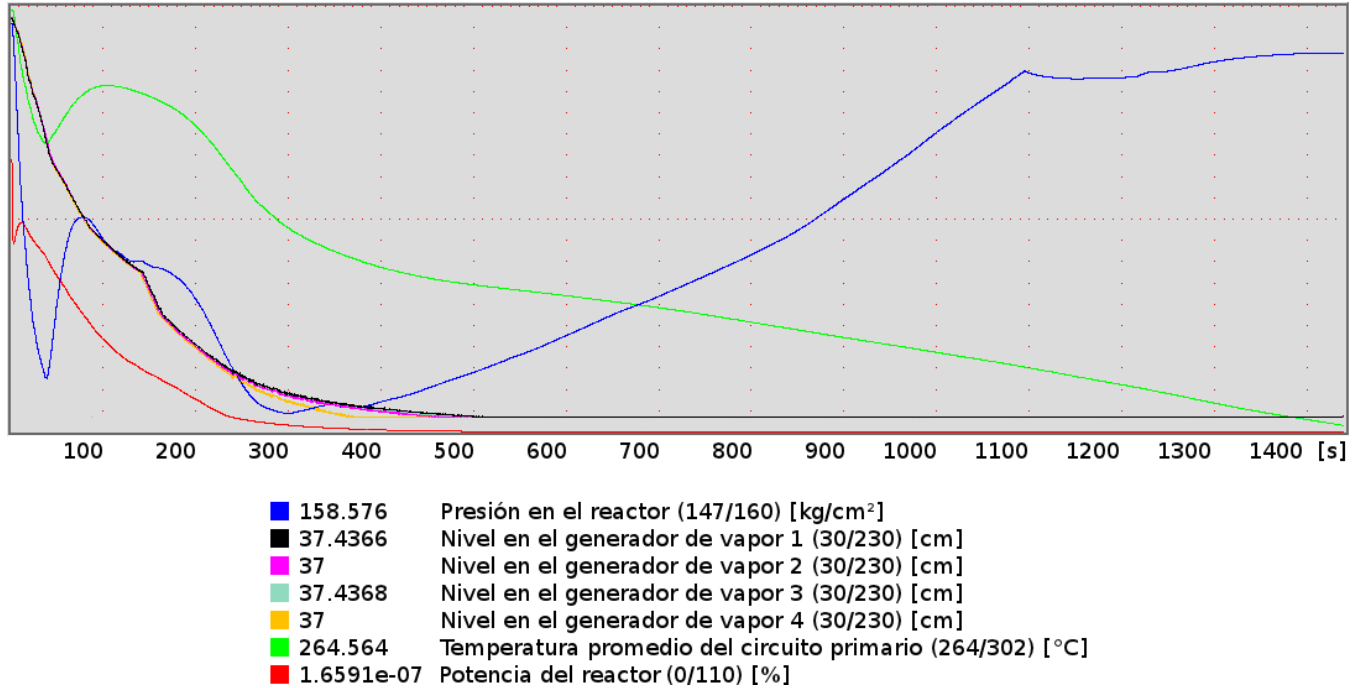


Figura 5-6. Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo durante el transitorio.

En ningún momento ocurrió la apertura de las válvulas de alivio del presurizador.

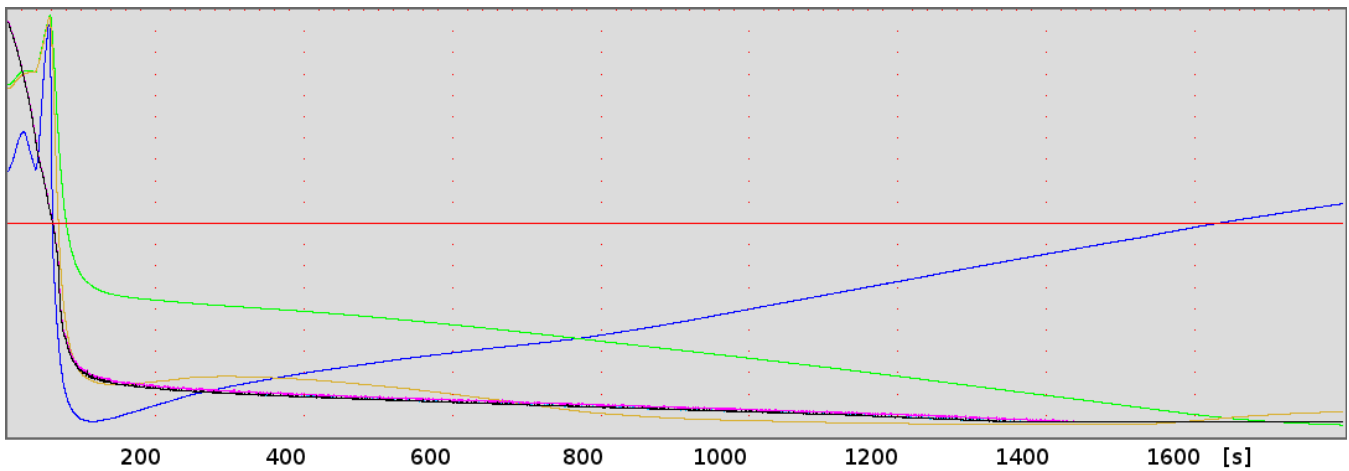
### 5.2.2. Discriminación de señales de protección preventiva

Como se mostró en el punto anterior, ante el disparo de las bombas de agua de alimentación los sistemas de protección preventiva se encargan de reducir la potencia del reactor hasta apagarlo. Durante el transitorio, el valor de la presión no rebasó en ningún momento el punto de ajuste del control para la apertura automática de las válvulas de alivio del presurizador. Por tanto, para llegar a una condición de incremento de la presión similar a la del caso TMI-2 se recurrirá a la discriminación de señales (característica del simulador descrita en el punto 4.1.1). La secuencia de eventos de esta simulación aparece en la tabla 5.2.

**Tabla 5.2. Disparo de las FWP con discriminación de señales de protección preventiva.**

T. transcurrido [s]	Evento
0	Disparo de las bombas de agua de alimentación. Todas las señales de protección, excepto “EP from CR” (scram manual) han sido discriminadas. La temperatura y la presión en el reactor aumentan.
12	Como no existe flujo de agua de alimentación, el nivel en los generadores de vapor disminuye a medida que éstos continúan retirando calor del circuito primario. Cuando cae por debajo de 220 [cm] aparece la señal correspondiente en el tablero anunciador.
14 - 33	La presión en la línea de vapor principal supera el valor de 62 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ]. Aumenta el nivel del presurizador por la expansión del refrigerante primario.
34 - 37	Todas las bombas de refrigerante del reactor son detenidas con el objeto de no continuar transfiriendo calor a los generadores de vapor.
40 - 55	Los generadores de vapor no son capaces de retirar del circuito primario calor suficiente para mantener los parámetros estables, por lo que la presión y la temperatura se incrementan rápidamente. En el tablero anunciador aparecen las señales que indican temperatura en la pierna caliente mayor a 330 [ $^{\circ}\text{C}$ ] y presión en el reactor mayor a 165 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ].
56	La presión en el reactor alcanza el valor de 175 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ]. En ese momento se procede a abrir manualmente las válvulas de alivio del presurizador y a generar una señal de scram desde el cuarto de control. Las válvulas permanecerán abiertas para provocar la despresurización del circuito primario. La razón por la cual se establece el valor de presión en 175 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ] para esta simulación es que los sistemas de protección activan las válvulas de descarga hacia la atmósfera cuando la presión rebasa 180 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ].
118 (00:01:58)	La presión en el reactor continúa disminuyendo conforme el cojín de vapor del presurizador escapa hacia el condensador de burbujas. Automáticamente entran en operación los calentadores eléctricos del presurizador y éstos aumentan la presión pero reducen el nivel de refrigerante en él (figura 5-7).
16,200 (4:30:00)	Cuando la presión del circuito primario es menor a 60 [ $\text{kg}_f / \text{cm}^2$ ] los acumuladores de inyección de seguridad entran en operación (figura 5-8).
16,980 (4:43:00)	Los acumuladores aportan cantidades de refrigerante suficientes para elevar el nivel del presurizador, de tal forma que los calentadores eléctricos incrementen la presión hasta un punto normal de operación pero esto no ocurre porque las válvulas de alivio siguen en posición abierta (figura 5-9).

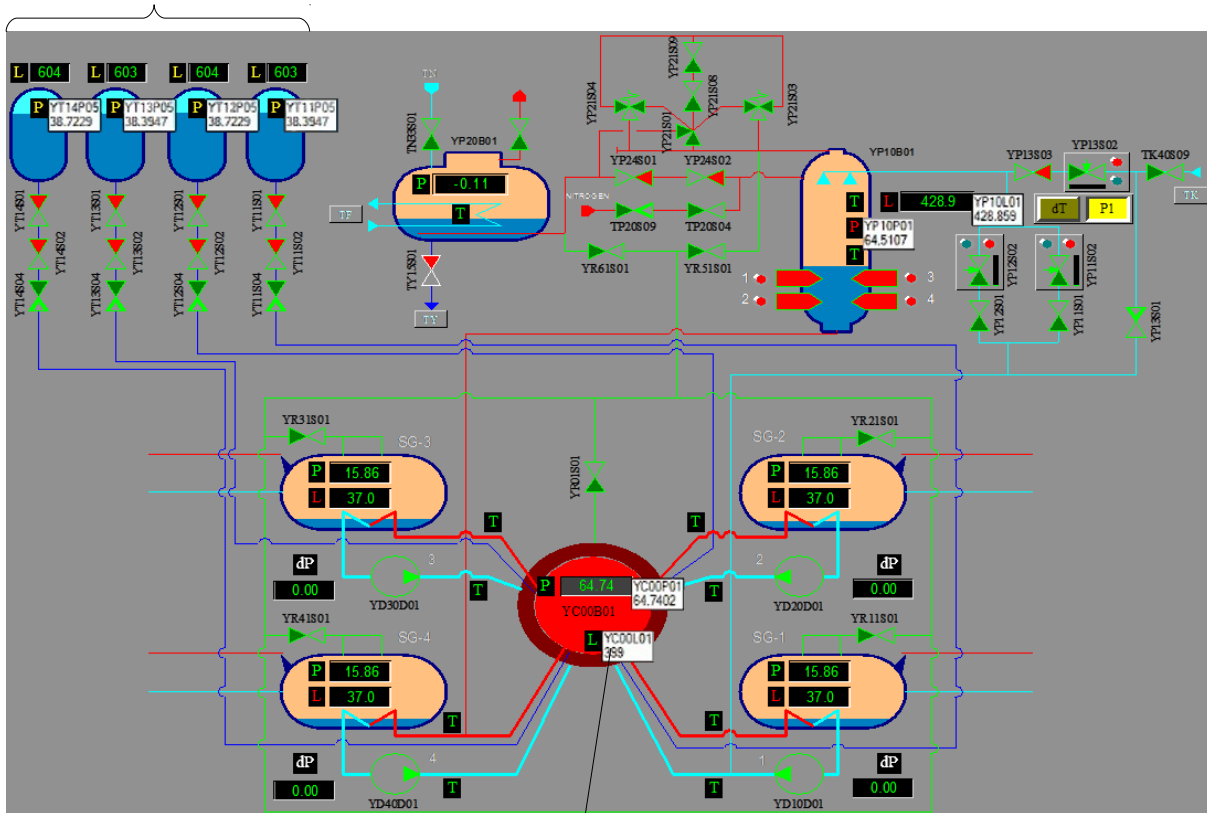




- 155.943 Presión en el reactor (130/177.5) [kg/cm<sup>2</sup>]
- 37 Nivel en el generador de vapor 1 (30/230) [cm]
- 37 Nivel en el generador de vapor 2 (30/230) [cm]
- 37 Nivel en el generador de vapor 3 (30/230) [cm]
- 527.628 Nivel en el presurizador (500/975) [cm]
- 263.799 Temperatura promedio del circuito primario (262.5/310) [°C]
- 399 Nivel de refrigerante en el núcleo del reactor (397/401) [cm]

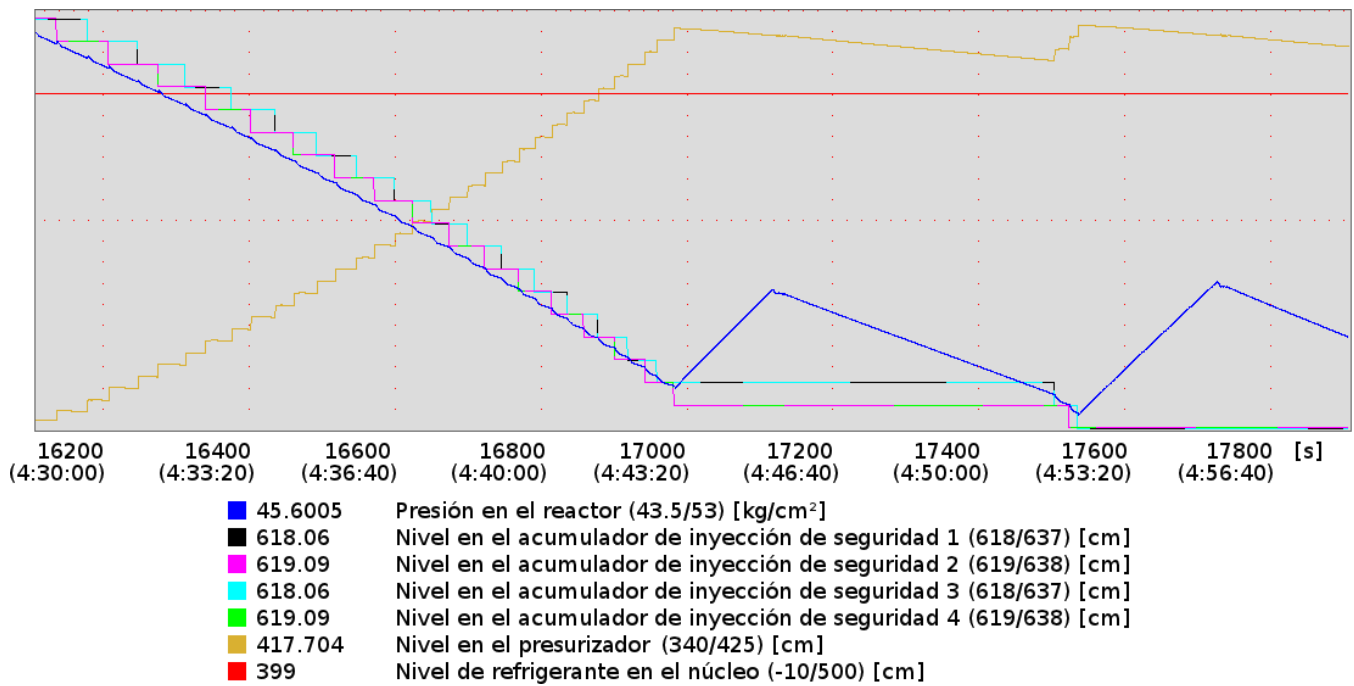
Figura 5-7. Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Transitorio

Acumuladores de inyección de seguridad



Indicador de nivel de refrigerante en el núcleo

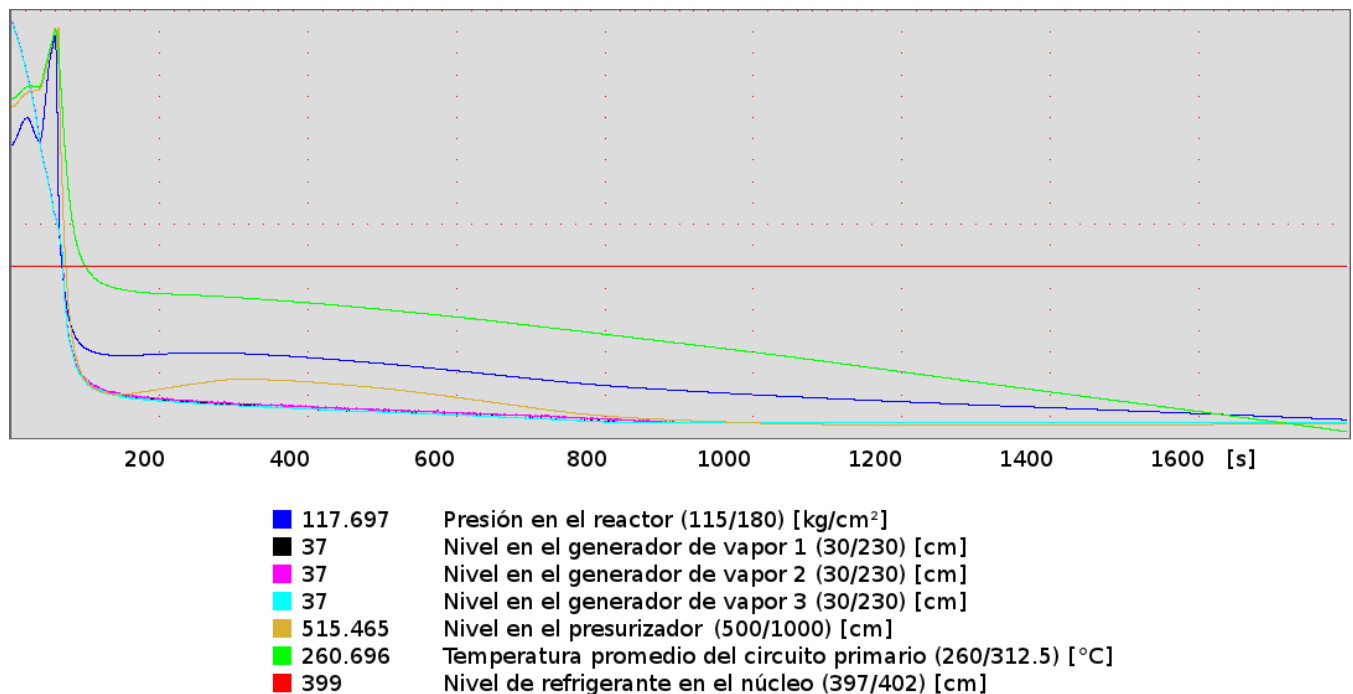
Figura 5-8. Circuito primario con pérdida de presión



**Figura 5-9. Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Etapa de compensación de presión**

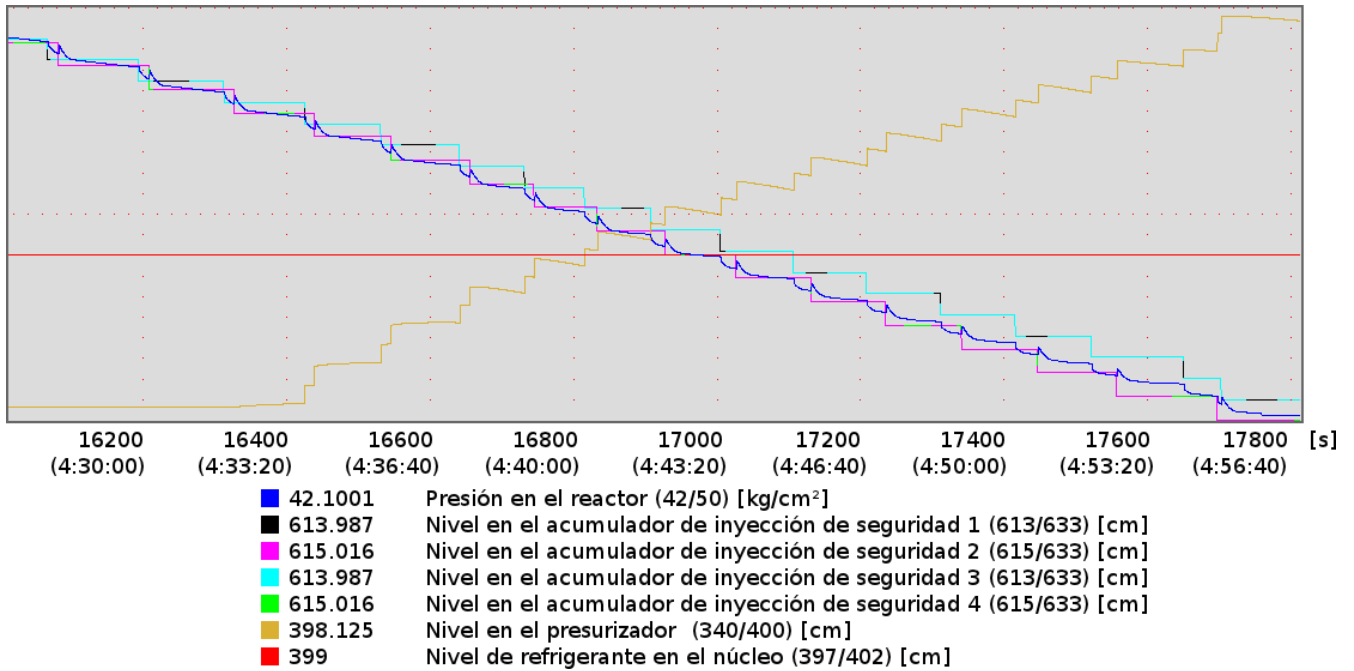
### 5.2.3. Sin operación de los calentadores eléctricos del presurizador

Al repetir el procedimiento del punto 5.2.2, esta vez desactivando previamente el control automático de los calentadores eléctricos del presurizador, puede observarse una caída permanente de presión durante el transitorio (figura 5-10).



**Figura 5-10. Gráficas de las variables de interés con respecto al tiempo: Transitorio**

Posteriormente, los acumuladores de inyección de seguridad comienzan a incrementar la presión en la vasija del reactor y el nivel del presurizador pero la presión continúa cayendo. El propósito es provocar el fenómeno de ebullición nucleada en el reactor. Sin embargo, como puede observarse en la figura 5-11, el nivel de refrigerante en el núcleo se mantuvo en 399 [cm] durante toda la simulación.



**Figura 5-11. Gráficas de las variables de interés: Etapa de compensación de presión**

## Conclusiones

El VVER-1000 posee, fundamentalmente, dos características de diseño que lo distinguen del PWR occidental:

- La forma del ensamble de combustible.  
En el PWR es rectangular mientras que en el VVER-1000 es hexagonal. En ambos casos la distribución de los tubos para barras de control y para elementos de instrumentación es similar. La geometría del núcleo del PWR es circular, mientras que la del VVER-1000 es hexagonal.
- La orientación de los generadores de vapor.  
En el PWR es vertical mientras que en el VVER-1000 es horizontal. Esta característica está presente también en los reactores de tipo RBMK, de diseño soviético.

El simulador utilizado en esta tesis posee, desde un punto de vista informático, una buena interfaz de usuario por el acomodo de los sistemas y los componentes de la planta, que permiten al usuario una rápida localización y fácil operación de los mismos. Las herramientas de análisis como el diagrama tridimensional, la página de tendencias o el visor de protocolos permiten mantener fácilmente el registro de diversas variables.

El conjunto de ejercicios y demostraciones vistos en el capítulo 4 permitieron conocer los principios básicos de operación y la respuesta dinámica del simulador del reactor, así como la secuencia de pasos de algunas maniobras comunes de la industria que, a su vez, permitieron desarrollar los escenarios planteados en el capítulo 5.

Con respecto al intento de recrear el accidente en TMI, se tuvo que los sistemas de protección preventiva se encargaron de mitigar el transitorio y de reducir la potencia del reactor mediante la inserción total de un banco de barras de control sin necesidad de recurrir al apagado total por señal de scram. Esta característica habría proporcionado tiempo suficiente a los operadores para tomar una decisión en el sentido de realizar maniobras de restablecimiento de potencia o de apagado del reactor, según hubiera convenido.

Para cada uno de los escenarios planteados en el capítulo 5, el indicador de nivel de refrigerante en el núcleo del reactor (del cual carecía el PWR de TMI-2) se mantuvo durante toda la simulación en 399 [cm]. Este hecho podría indicar que en todo momento los ensambles de combustible estuvieron cubiertos por refrigerante. Sin embargo, se interpreta que el simulador no tiene la posibilidad de recrear el fenómeno de ebullición nucleada y mucho menos la fusión del núcleo, tal como se contempló en la introducción de la presente tesis. Es por eso que, en algunos intentos de establecer al presurizador en condición de sólido, el programa mostró un comportamiento errático e incluso desplegó mensajes de error.

De igual forma, el simulador no tiene la capacidad de reproducir el accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), ya que el nivel del tanque de almacenamiento de agua drenada aumentó, a pesar del flujo incontrolado de refrigerante hacia él, sin rebasar cierto tope definido en el programa.

Aún cuando se cumplieron los objetivos planteados en la presente tesis, el alcance del trabajo puede ser ampliado mediante la adaptación de nuevos escenarios para simulación de eventos transitorios o de accidentes notables en centrales nucleoelectricas con reactores de tipo distinto al de agua presurizada.

## Referencias

- [1] C. Rubbia, N. Criscenti. *El Dilema Nuclear*. Los Noventa, 54. CONACULTA/Grijalbo, México (1991).
- [2] WWER-1000 Reactor Simulator: Material for Training Courses and Workshops. Training Course Series No. 21. International Atomic Energy Agency, Vienna (2009).
- [3] J. R. Lamarsh, A. J. Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. 3ª ed. Prentice-Hall, Upper Saddle River, New Jersey (2001).
- [4] Hidropress. “WWER-type reactor plants”. <<http://www.gidropress.podolsk.ru/en/projects/wwer.php>> (22/01/2013).
- [5] DOE Fundamentals Handbook: Nuclear Physics and Reactor Theory (Volume 2 of 2), DOE-HDBK-1019/2-93 . U.S. Department of Energy (1993).
- [6] Elemash. “VVER-1000 Nuclear Fuel” <<http://www.elemash.ru/en/production/Products/NFCP/VVER1000>> (22/01/2013).
- [7] V. Slugeň. *Safety of VVER-440 Reactors: Barriers Against Fission Products Release*. Springer, Bratislava, Eslovaquia (2011) doi:10.1007/978-1-84996-420-3
- [8] A. Tanarro Sanz, A. Tanarro Onrubia. *Diccionario Inglés-Español sobre Tecnología Nuclear*. 2a ed. Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid (2008). Disponible en: <http://www.foronuclear.org/images/stories/recursos/publicaciones/2010/2diccionariotecnologianuclear.pdf> (18/01/2013).
- [9] S. Robinson. *Simulation: The Practice of Model Development and Use*. John Wiley & Sons, The Atrium, Southern Gate, Chichester (2004).
- [10] J. J. Nutaro. *Building Simulation Software: Theory and Algorithms with Applications in C++*. John Wiley & Sons, Hoboken, New Jersey (2011).
- [11] Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators, IAEA-TECDOC-995. International Atomic Energy Agency, Vienna (1998).

- [12] H. Gould, J. Tobochnik, W. Christian. *An Introduction to Computer Simulation Methods: Applications to Physical Systems*. 2<sup>a</sup> ed. Addison Wesley (1995).
- [13] Boletín IIE, marzo/abril 1998. Disponible en <http://www.iie.org.mx/publica/bolma98/dosma98.htm> (22/01/2013).
- [14] Backgrounder: Three Mile Island Accident, Nuclear Regulatory Commission. Disponible en <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.pdf> (18/01/2013).
- [15] M. Rogovin, G. T. Frampton, *Three Mile Island: A Report to the Commissioners and to the Public*, NUREG/CR-1250 Vol. 1, Nuclear Regulatory Commission Special Inquiry Group (1980).
- [16] Walker, J. Samuel. *Three Mile Island: A Nuclear Crisis in Historical Perspective*. The University of California Press, Los Angeles, California (2004).
- [17] Kemeny, Jonh G., *Report of The President's Commission on the Accident at TMI. The Need for Change: The legacy of TMI*. Washington, D.C. (1979).
- [18] C. Joyce. *Molten to the Core*. New Scientist 1449, IPC Magazines (28/03/1985) pp. 16-19.

## Apéndice I

### Operación del Sistema de Control y Protección

Para la protección y control del reactor se utilizan los siguientes sistemas: AKNP, ARM, ROM, URB, AZ. Todos ellos ajustan la reactividad mediante el sistema de barras de control.

Todas las barras de control se dividen en 10 grupos (bancos), que tienen 6 barras de control en cada grupo, excepto el grupo #5, que consta de 7 barras de control. Las barras de control se pueden mover de forma individual o en grupo. Hay secuencias predefinidas para el movimiento de barras de control en grupo según el número del banco: de menor a mayor o de mayor a menor.

Fuerzas electromagnéticas suspenden las barras de control por encima del núcleo del reactor. Cuando una señal de protección de emergencia-scrum (llamada AZ en los reactores tipo VVER) se produce, la fuente de alimentación de las cerraduras electromagnéticas se corta, por lo que las barras de control caen por su propio peso en menos de 4 [s]. La lista completa de señales de protección de emergencia y sus posibles causas se enumeran en la tabla A.1.<sup>[2]</sup>

**Tabla A.1. Lista de señales para protección de emergencia (EP o scram).**

<b>Nombre de la señal</b>	<b>Acción</b>	<b>Posible razón</b>
El período del reactor en el rango fuente es menor a 10 [s].	Disparo del reactor	<ol style="list-style-type: none"><li>1. Reducción de la concentración de ácido bórico.</li><li>2. Retiro incontrolado de barras de control.</li><li>3. Eyección de la varilla de control debido a la ruptura de la cubierta.</li></ol>
El período del reactor en el rango intermedio es menor a 10 [s].	Disparo del reactor	<ol style="list-style-type: none"><li>1. Reducción de la concentración de ácido bórico.</li><li>2. Retiro incontrolado de barras de control.</li><li>3. Eyección de la varilla de control debido a la ruptura de la cubierta.</li></ol>
El período del reactor en el rango de potencia es menor a 10 [s].	Disparo del reactor	<ol style="list-style-type: none"><li>1. Reducción de la concentración de ácido bórico.</li><li>2. Retiro incontrolado de barras de control.</li><li>3. Eyección de la varilla de control debido a la ruptura de la cubierta.</li></ol>



Nombre de la señal	Acción	Posible razón
Densidad de flujo neutrónico en el rango de potencia. Nset: punto de ajuste para potencia neutrónica – establecido por el operador de acuerdo a reglamentos técnicos. Puede variar. El punto de ajuste Nset es una cantidad discreta que se establece en pasos de 1% en el intervalo 3-107% Nnom.	Disparo del reactor si la potencia neutrónica es mayor a Nset.	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Reducción de la concentración de ácido bórico.</li> <li>2. Retiro incontrolado de barras de control.</li> </ol>
Densidad de flujo neutrónico en el rango de potencia.	Disparo del reactor si la potencia neutrónica es mayor a Nset.	Retiro incontrolado de barras de control.
El punto de ajuste para la densidad de flujo neutrónico en el rango intermedio (establecido por el operador) puede variar.	Disparo del reactor si la potencia neutrónica es mayor al punto de ajuste.	Acciones equivocadas del operador.
El punto de ajuste para la densidad de flujo neutrónico en el rango fuente (establecido por el operador) puede variar.	Disparo del reactor si la potencia neutrónica es mayor al punto de ajuste.	Acciones equivocadas del operador.
Concurrencia de señales:  1) Presión en el núcleo menor a 14.7 [MPa] (150 [atm]) y potencia del reactor superior a 75% Nset, o  2) Temperatura del refrigerante en las piernas calientes es mayor a 330 [°C] y la presión del núcleo es inferior a 13.72 [MPa] (140 [atm])	Disparo del reactor en caso de disminución de la presión en el circuito primario.	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Inyección accidental al presurizador.</li> <li>2. Accionamiento no intencional de la válvula de seguridad del presurizador.</li> <li>3. LOCA.</li> </ol>
Margen de ebullición en el circuito primario es inferior a 10 [°C] para cada lazo.	Disparo del reactor debido a aumento de temperatura del refrigerante.	Varias.
Reducción en la caída de presión de la MCP de 0.39 [MPa] a 0.25 [MPa] en menos de 5 [s].	Disparo del reactor debido a la baja tasa de flujo de refrigerante.	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Agarrotamiento de la MCP.</li> <li>2. Desconexión del eje de la bomba.</li> </ol>

Nombre de la señal	Acción	Posible razón
<p>Concurrencia de señales para cada una de las líneas de vapor:</p> <p>1) Presión en la línea de vapor es inferior a 4.9 [MPa] (50 [kg<sub>f</sub>/cm<sup>2</sup>]).</p> <p>2) La diferencia entre la temperatura de ebullición del circuito primario y la temperatura del vapor en la línea principal del circuito secundario es mayor a 75 [°C].</p>	<p>Disparo del reactor en caso de disminución rápida de la presión en la línea de vapor.</p>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Ruptura de la línea de vapor principal.</li> <li>2. Ruptura de la línea de agua de alimentación.</li> <li>3. Válvulas de alivio no cerradas.</li> </ol>
<p>Pérdida de suministro de energía para la MCP:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 1 de 2 MCPs en funcionamiento mientras la potencia del reactor es superior a 5% Nnom.</li> <li>• 2 de 4 MCPs en funcionamiento mientras la potencia del reactor es superior a 75% Nnom (con retardo de 6 [s]).</li> </ul>	<p>Disparo del reactor en caso de disminución de la tasa de flujo de refrigerante.</p>	<p>Disparo de la MCP.</p>
<p>La presión en cualquiera de los cuatro SGs superior a 7.84 [MPa] (80 [kg<sub>f</sub>/cm<sup>2</sup>]).</p>	<p>Disparo del reactor.</p>	<p>Disparo de turbina bajo condiciones en las cuales las válvulas de alivio no pueden realizar la descarga nominal de vapor</p>
<p>Sismo de intensidad cercana a 6 grados Richter.</p>	<p>Disparo del reactor.</p>	<p>La intensidad del sismo supera en lo establecido al diseño base.</p>
<p>Pérdida de fuente fiable de alimentación para el CPS en 2 de 3 secciones.</p>	<p>Disparo del reactor.</p>	<p>Pérdida de energía en el CPS.</p>
<p>El nivel de un SG es inferior a 65 [cm] mientras la correspondiente MCP continúa funcionando.</p>	<p>Disparo del reactor debido a la pérdida del caudal nominal de agua de alimentación.</p>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Disparo de las FWPs.</li> <li>2. Ruptura de tuberías de agua de alimentación.</li> </ol>
<p>Presión en el circuito primario superior a 180 [kg<sub>f</sub>/cm<sup>2</sup>].</p>	<p>Disparo del reactor debido al aumento no intencional de presión en el circuito primario.</p>	<p>Varias.</p>
<p>Temperatura del refrigerante en cualquiera de las piernas calientes 8 [°C] por encima del punto de ajuste.</p>	<p>Disparo del reactor debido al aumento no intencional de la temperatura del refrigerante.</p>	<p>Varias.</p>

Nombre de la señal	Acción	Posible razón
Nivel en el presurizador es inferior a 460 [cm].	Disparo del reactor.	LOCA.
Accionamiento por llave (panel del cuarto del control).	Disparo manual del reactor por parte del operador.	Especificaciones técnicas requeridas.

El sistema de protección preventiva se destina para la generación de señales de prohibición de aumento de potencia o para la reducción de potencia hasta el margen de seguridad. Este sistema puede generar los siguientes comandos:

- Prohibición de aumento de potencia o movimiento secuencial de grupos de barras de control a velocidad normal hasta la desaparición de la señal del parámetro que hubiera salido del margen establecido.
- Inserción de un banco de barras de control.

Cuando se produce la señal de protección preventiva de nivel 1 (llamada PZ-1 en los reactores tipo VVER) grupos de barras de control se mueven hacia abajo con una velocidad de 2 [cm / s] en la secuencia estándar hasta que desaparezca la señal PP-1.

Cuando se produce la señal de protección preventiva de nivel 2 (llamada PZ-2 en los reactores tipo VVER), la automatización de la planta prohíbe el retiro de barras de control, es decir, no se permite aumentar la potencia del reactor hasta que desaparezca la señal PP-2.

El conjunto completo de señales y acciones de protección preventiva se alistan en las tablas A.2 y A.3.

**Tabla A.2. Lista de señales para protección preventiva de nivel 1 (PP-1)**

Nombre de la señal	Acción
Período del reactor: en rango fuente, menos de 20 [s]; en rango intermedio, menos de 20 [s]; en rango de potencia, menos de 20 [s].	Disminución del potencia del reactor.
Flujo neutrónico en el rango de potencia es mayor que el punto de ajuste, el cual está dentro del intervalo 104-107% (Nset).	Disminución de la potencia del reactor en caso de pérdida accidental de potencia neutrónica.

<b>Nombre de la señal</b>	<b>Acción</b>
El flujo neutrónico en rango intermedio es mayor que el punto de ajuste, el cual se instaló en una proporción de 10:15 de Nset.	Disminución de la potencia durante el inicio del reactor.
La potencia térmica es mayor que la permitida para el número actual de MCPs en funcionamiento.	Disminución de la potencia del reactor mediante ROM.
La presión por encima del núcleo del reactor es superior a 16.8 [MPa] (172 [kg <sub>f</sub> /cm <sup>2</sup> ]).	Disminución de la potencia del reactor debido a un aumento de presión no deseado.
La temperatura del refrigerante en cualquier lazo 30 [°C] por encima del punto de ajuste.	Disminución de la potencia del reactor debido a un aumento no deseado en la temperatura del refrigerante.
La presión en el colector principal de vapor es superior a 6.85 [MPa] (70 [kg <sub>f</sub> /cm <sup>2</sup> ]).	Disminución de la potencia del reactor debido al aumento no deseado de presión de vapor.
Pérdida de suministro de energía: <ul style="list-style-type: none"> <li>• MCP 1 de 4 en operación.</li> <li>• MCP 1 de 3 en operación.</li> </ul>	Disminución de la potencia del reactor debido a la reducción en la tasa de flujo a través del núcleo.
Accionamiento PP-1 por llave (panel del cuarto del control).	Disminución de la potencia del reactor por parte del operador.
Disparo de 1 de 2 FWP's en operación.	Disminución de la potencia del reactor a 75% Nnom mediante ROM.

**Tabla A.3. Lista de señales para protección preventiva de nivel 2 (PP-2)**

<b>Nombre de la señal</b>	<b>Acción</b>
El valor del flujo neutrónico está en el rango fuente. El punto de ajuste, el cual se instaló en una proporción de 10:15 de Nset.	Limitación de aumento de potencia durante el inicio del reactor.
La presión por encima del núcleo del reactor es superior a 16.2 [MPa] (165 [kg <sub>f</sub> /cm <sup>2</sup> ]).	Limitación de aumento de potencia del reactor en caso de incremento de la presión y de la temperatura del circuito primario.
Inserción de un banco de barras de control.	Limitación de aumento de potencia del reactor para asegurar valores permitidos de no uniformidad en el flujo neutrónico.

Una función de protección preventiva también es llevada a cabo por el dispositivo de reducción y limitación de potencia del reactor (ROM). Funcionalmente, es un componente del sistema PP-1. El valor de potencia permitida para el reactor se programa en función de varios parámetros. La restricción depende del número de MCPs operando en el momento, el número de bombas de agua de alimentación operando en el sistema de balance de

planta, la frecuencia de la red y de otras señales. La disminución de la potencia del reactor es llevada a cabo mediante el movimiento dentro del núcleo a velocidad normal del banco de barras de control seleccionado.

ROM genera una señal de restricción de la potencia del reactor en los siguientes casos:

- 102% Nnom.- con 4 MCPs y 2 FWPs en operación;
- 69% Nnom.- con 3 MCPs y 2 FWPs en operación;
- 52% Nnom.- con 4 MCPs y 1 FWP en operación;
- 52% Nnom.- con 2 MCPs (lazos opuestos) y 2 FWPs en operación;
- 42% Nnom.- con 2 MCPs (lazos adyacentes) y 1 FWP en operación;
- 7% Nnom.- cuando no opera ninguna de las FWPs;
- Cuando la frecuencia del suministro de energía eléctrica de la MCP es inferior a 49 [Hz]. En 3 de 4 secciones de suministro eléctrico, se aplica un factor de 0.9 a los márgenes anteriores.

La potencia se reduce a 2 puntos porcentuales menos que el nivel de potencia predefinida.

El regulador automático de potencia del reactor (llamado ARM en los reactores tipo VVER) está diseñado para mantener la potencia de manera que corresponda con la potencia del turbogenerador y con las señales procedentes del sistema de monitoreo de flujo neutrónico (AKNP).

El regulador automático de potencia cuenta con dos posibles modos de operación:

- Modo "T": Para mantener la presión constante antes de la regulación de las válvulas de la turbina en el rango de 10-102% Nnom;
- Modo "H": Para mantener la potencia neutrónica en el núcleo en el intervalo de 3-102% Nnom.

El cambio automático al modo "H" se lleva a cabo en caso de:

- La potencia neutrónica aumenta 2 puntos porcentuales por encima del valor prescrito;
- Generación de cualquier señal de protección preventiva.

El cambio automático al modo "T" se lleva a cabo cuando la presión en la línea de vapor principal excede el valor fijado en 2 [kg<sub>f</sub> / cm<sup>2</sup>].

Se implementa la prohibición ARM cuando:

- La potencia neutrónica alcanza el 102% del valor nominal;
- El período del reactor es de menos de 40 [s].

En los reactores tipo VVER también existe la protección AUU, que consiste en la reducción rápida de la potencia hacia un valor más bajo (llamada URB en los reactores tipo VVER).

La protección AUU actúa mientras el reactor opera a 75%  $N_{nom}$  en las siguientes situaciones:

- Disparo de 2 de 4 MCPs en operación – con un retraso de 1.4 [s] la potencia del reactor se reduce a 50%  $N_{nom}$  si las MCPs son de lazos opuestos y a 40%  $N_{nom}$  si son de lazos adyacentes.
- Disparo de 1 de 2 FWPs – la potencia del reactor es reducida a 50%  $N_{nom}$ .
- La carga del turbogenerador se reduce a cero (desconexión de la red eléctrica) – la potencia del reactor es reducida a 40%  $N_{nom}$ .
- Desconexión de la turbina (cierre de las válvulas gobernadoras) - la potencia del reactor es reducida a 40%  $N_{nom}$ .

Hasta que el banco insertado de barras de control se retire, estos márgenes de potencia no deben ser superados. La posición nominal debe ser restaurada en un plazo de 3 horas. Si esto no es posible, debe llevarse a cabo un paro en caliente del reactor.

## Apéndice II

### Criterios de Clasificación para Diferentes Simuladores

Los simuladores pueden ser clasificados de acuerdo a criterios relacionados con el software y el hardware. Cinco niveles se identifican:

- Ninguno: el criterio no se cumple o no es aplicable;
- Bajo;
- Medio;
- Alto;
- Completo: el criterio plenamente se cumple.

Para caracterizar un simulador en relación con su planta de referencia puede utilizarse la matriz mostrada en la tabla A.4,<sup>[11]</sup> en donde se abordan términos de clasificación como los siguientes:

#### Fidelidad del modelado

*Especificidad de la unidad* - El modelo simula los parámetros de la planta de referencia. Ejemplos: Características de válvulas, bombas y otros datos de la planta de referencia utilizados en los cálculos realizados por el modelo.

*Profundidad y precisión* – Se refiere a la capacidad de simular los fenómenos físicos de la planta de referencia. El alcance de los modelos, los fenómenos simulados y la precisión de los parámetros calculados son determinados por los objetivos del entrenamiento. Ejemplo: Simulación de la cavitación de una bomba. El diseño nodal del sistema permite la simulación de todos los fenómenos que tienen un impacto en el procedimiento de operación seleccionado.

*Tiempo real* - La simulación de fenómenos físicos se produce en tiempo real con resolución adecuada y en la misma secuencia de eventos de la planta de referencia. Ejemplo: Una válvula de alivio de seguridad alcanza su punto de ajuste después de 20 [s] de aislamiento, seguido por una disminución de presión y restablecimiento de la válvula en 5 [s]. El simulador deberá mostrar el mismo comportamiento con una precisión adecuada para los objetivos del entrenamiento.

#### Alcance del modelado

*Para un sistema dado* - La especificación de los componentes del sistema que se desea simular. Ejemplo: Un simulador de tarea específica para todos los componentes (involucrados en el entrenamiento) del sistema de distribución eléctrica.

*Para un escenario dado* - La especificación de sistemas, componentes y fenómenos para un escenario a simular.  
Ejemplo: Un simulador de tarea específica dedicado al sistema control de la turbina, cuyos componentes habrán de ser representados en todos los modos de operación.

*Procedimientos de operación* - La especificación de los procedimientos de operación a realizar en el simulador.  
Ejemplo: Procedimiento de inicio del reactor.

#### Interfaz del operador (específica de la planta)

*Panel real / disponibilidad* - La instrumentación y control disponibles en el simulador son los mismos que en la planta de referencia. Ejemplo: Todos los canales de instrumentación dentro del núcleo están disponibles en el simulador.

*Panel real / disposición del cuarto de control* - Los paneles del cuarto de control en el simulador están dispuestos de la misma manera que en la planta de referencia.

*Panel real / disposición de la instrumentación* - La instrumentación del simulador y la de la planta de referencia están colocadas de la misma manera.

*Panel real / funcionalidad de la instrumentación* - La funcionalidad de la instrumentación del simulador es la misma que la de la planta de referencia.

*Gráficos / disponibilidad* - Cualquier dato disponible en el cuarto de control de la planta de referencia está disponible en el simulador y todas las acciones que se pueden realizar desde el cuarto de control se pueden realizar en el simulador.

*Gráficos (representación virtual) / disposición del cuarto de control* - La disposición del cuarto de control del simulador gráfico es la misma que la de la planta de referencia.

*Gráficos / disposición de la instrumentación* - La colocación de la instrumentación en el simulador (representación gráfica) es la misma que la de la planta de referencia.

*Gráficos / funcionalidad de la instrumentación* - La funcionalidad de la instrumentación del simulador (representación gráfica) es la misma que la de la planta de referencia.



**Tabla A.4. Matriz de clasificación de simuladores**

Criterio			Ninguno	Bajo	Medio	Alto	Completo	
Software	Fidelidad del modelado	Especificidad de la unidad						
		Profundidad y precisión						
		Tiempo real						
	Alcance del modelado	Para un sistema dado						
		Para un escenario dado						
		Procedimientos de operación						
Sistema del instructor								
Sistema de visualización de parámetros								
Hardware	Interfaz de planta específica para el aprendiz	Panel real	Disponibilidad					
			Disposición del cuarto de control					
			Disposición de la instrumentación					
			Funcionalidad de la instrumentación					
		Representación gráfica	Disponibilidad					
			Disposición del cuarto de control					
			Disposición de la instrumentación					
			Funcionalidad de la instrumentación					
Sistema de visualización de parámetros								
Interfaz del instructor								
Configuración del equipo								