



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

SIMULACIÓN DE UN ACCIDENTE NUCLEAR MEDIANTE
UN SIMULADOR ACADÉMICO DE UN REACTOR VVER-1000

TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:
INGENIERO MECÁNICO

PRESENTA: LAURA HERNÁNDEZ GONZÁLEZ
DIRECTOR DE TESIS: M.C. EDGAR SALAZAR SALAZAR



MÉXICO, DISTRITO FEDERAL

2015

Dedico este trabajo a mis padres y a mi hermana a quienes agradezco todo su cariño, sus consejos y apoyo incondicional.

A mi familia y amigos.

Agradecimientos

Agradezco la beca que recibí por parte de la UNAM-DGAPA, por mi participación en el proyecto PAPIIT IN113213 (2013) Estudio y diseño de reactores avanzados de fisión nuclear e híbridos fusión-fisión.

A la Universidad Nacional Autónoma de México y a la Facultad de Ingeniería por los recursos proporcionados para mi preparación como profesionista.

Al M.C. Edgar Salazar Salazar por su tiempo y apoyo en el desarrollo y dirección de esta tesis.

A la Dr. Cecilia Martín del Campo Márquez por sus consejos y su apoyo.

Índice

Introducción	1
1. Visión de Conjunto de una Central con Reactor Nuclear Ruso VVER-1000	2
1.1 Antecedentes	2
1.2 Ciclo de un reactor VVER-1000	5
1.3 Reactor	7
1.4 Sistema de protección y control del reactor	18
1.5 Sistemas de seguridad	24
2. Simulación de Procesos de Generación de Energía Nuclear	26
2.1 Introducción a la simulación	26
2.2 Principio generales de simulación	26
2.3 Clasificación de simuladores de entrenamiento	28
2.4 Características de Simuladores	29
2.5 Ventajas y Desventajas del uso de la simulación	32
2.6 Simuladores de propósito académico de la OIEA	32
3. Simulador del Reactor VVER-1000	37
3.1 Introducción al simulador	37
3.2 Inicio del Simulador	38
3.3 Funciones de la Simulación	39
3.4 Análisis de Protocolo	41
3.5 Páginas de visualización del simulador	42
4. Funciones del Simulador	55
4.1 Obstrucción en la bomba de refrigerante principal (MCP-1)	55
4.2 Cierre de la válvula de aislamiento principal de vapor (MSIV)	58
4.3 Parada de bomba de refrigerante principal (MCP-2)	61
4.4 Falla en el presurizador y su controlador automático de nivel	67
4.5 Cierre de bombas de alimentación del circuito primario	71
5. Accidente en las centrales nucleoelectricas en Fukushima	76
5.1 Reactores de agua ligera	76
5.2 Sistemas de seguridad	79
5.3 Análisis del accidente	80
5.4 Detalles del accidente en la NPS Fukushima Daiichi	83
5.5 Análisis del accidente Fukushima Daiichi	88
5.6 Estudios y simulaciones del evento	90
6. Reproducción de accidente en el simulador	92
6.1 Diferencias entre los sistemas BWR y PWR	92
6.2 Secuencia de eventos de la simulación	93
6.3 Prolongación del enfriamiento mediante intervención del usuario	105
7. Conclusiones	111
7.1 Trabajos Previos	112

8. Bibliografía	114
9. Acrónimos	115

Introducción

A lo largo de los últimos años se han desarrollado tecnologías orientadas a la generación energética buscando que tengan el menor impacto posible sobre el medio ambiente y a su vez que sean económicamente factibles y capaces de proveer energía de manera estable y segura.

Una respuesta a esta nueva búsqueda tecnológica se encuentra en la energía nuclear. Desde su surgimiento a inicios del siglo XX, la energía nuclear se ha desarrollado ampliamente, desde sus aplicaciones para impulsar buques militares en la segunda guerra mundial, hasta los reactores nucleares de nueva generación.

El desarrollo de reactores nucleares de generación energética está orientado a la creación de sistemas más seguros, eficientes, económicos y menos contaminantes. Se sabe que durante el proceso de fisión característico de un reactor común no se generan emisiones de CO₂, CO u óxidos de nitrógeno, por mencionar algunos producidos por quema de hidrocarburos. Se sabe también que 5 gramos de uranio pueden producir la misma electricidad que 810 kg de carbón, 565 litros de petróleo o 480 metros cúbicos de gas natural.

Por otro lado la energía nuclear requiere de procesos e instrumental muy precisos debido a la toxicidad y radiación emitida por el combustible y el potencial daño que pueden ocasionar a la biosfera. También requiere que los desechos se aislen de forma controlada hasta que decaigan en compuestos más estables. Un accidente nuclear tiene consecuencias muy peligrosas, las cuales pueden llegar a ameritar la evacuación de la población cercana a la planta.

Es en base a esto que la energía nuclear y su uso se ha vuelto un tema controversial en las políticas energéticas alrededor del mundo y la opinión pública.

En algunos países como Alemania se está retirando la energía nuclear debido a los sucesos ocurridos en Fukushima, Japón donde una serie de reactores fueron dañados por un terremoto y su consecuente tsunami en el año 2011, provocando la liberación de material radiactivo al océano y a la atmósfera. Sin embargo, países como Japón mismo siguen considerando energía nuclear en su planeación energética a futuro por la ventaja ambiental, económica y de seguridad energética que representa.

La elaboración de este trabajo tiene como objetivo plantear un caso basado en la respuesta de los reactores durante el incidente en Fukushima pero esta vez utilizando un simulador de una tecnología distinta. Los resultados obtenidos de esta simulación proporcionan un panorama general del supuesto, además de un entendimiento claro de los sistemas presentes en un proceso nuclear de generación.

1. VISIÓN DE CONJUNTO DE UNA CENTRAL CON REACTOR NUCLEAR RUSO VVER-1000

1.1 Antecedentes

La radioactividad es un fenómeno que fue descubierto a finales del siglo XIX a partir de los experimentos de Becquerel, donde observó que ciertas sustancias como las sales de uranio emiten rayos penetrantes.^[1]

Marie y Pierre Curie descubrieron sustancias con las mismas propiedades pero capaces de emitir en mayor proporción. Sus investigaciones se centraron en la identificación de la radioactividad como propiedad característica de los átomos inestables, es decir aquellos que se mantienen en un estado excitado de su núcleo.

Años más tarde la definición de radioactividad se estableció como la emisión de partículas y energía producto de la desintegración espontánea de un átomo.

En la década de 1930 Enrico Fermi determinó que ciertas radiaciones emitidas por efecto de desintegración en fenómenos poco comunes eran en realidad neutrones. Durante estos años dirigió experimentos en los cuales se bombardearon cerca de sesenta elementos con neutrones consiguiendo así las primeras fisiones nucleares artificiales.

El experimento fue verificado por Meitner, Hahn y Fritzman quienes lo reprodujeron utilizando uranio 235 y encontraron que los productos de la reacción eran núcleos de bario, lo que más adelante desbocó en el descubrimiento de la fisión. Posteriormente Fermi consiguió controlar la reacción en cadena en la fisión nuclear y creó el primer reactor autosostenible llamado Chicago Pile-1. Se componía de una pila de uranio 235, bloques de grafito y barras de cadmio que controlaban la reacción mediante la absorción de neutrones.^[1]

A finales de la década de 1940, los avances en materia de fisión se concentraron en el desarrollo de armamento nuclear debido a la carrera armamentista que existía entre los bloques creados tras la guerra. Como parte de programas militares en la Unión Soviética, Francia y Gran Bretaña se construyeron reactores destinados a la producción de plutonio para bombas mediante el enriquecimiento de uranio. A mediados de la década ya se proponía la construcción de reactores de fisión no encaminados a la fabricación de material para bombas sino a la generación de electricidad. Se buscaba una forma de sustituir al diesel como combustible de propulsión de los submarinos. El Departamento de Defensa estadounidense propuso a las empresas General Electric y Westinghouse diseñar un reactor nuclear para la generación eléctrica y la propulsión naval. Cabe destacar que a raíz de la propuesta, estas empresas desarrollaron los reactores de agua ligera tipo BWR y PWR.

Entre 1950 y 1960 se comienzan a construir reactores nucleares para la generación de energía eléctrica comercial en diferentes países. En Canadá se desarrollaron reactores PWR que utilizaban agua pesada y uranio natural en lugar de uranio enriquecido. Surgieron nuevos diseños que utilizaban grafito o sales fundidas como moderador. Se crearon los primeros reactores rápidos y

capaces de generar electricidad. Se propusieron nuevas geometrías y cambios en la estructura de las plantas.

En la actualidad se siguen replanteando los diseños de reactores para mejorar su eficiencia y seguridad.

1.1.1 Fisión Nuclear

Los sistemas más investigados y trabajados para la obtención de energía nuclear de forma masiva son la fisión nuclear y la fusión nuclear.

La fisión es un proceso que puede ocurrir cuando el núcleo de un átomo es golpeado con un neutrón (particularmente para reactores, son neutrones de baja energía o neutrones térmicos), provocando la división del mismo, liberando una cantidad de energía muy extensa (casi 10^8 veces que la que se libera en la combustión de un átomo de carbono en un combustible fósil) y la producción de neutrones extra capaces de mantener la reacción en cadena.

Los reactores utilizan materiales fisionables como el U^{235} , el U^{233} y el Pu^{239} . Todos ellos producen en promedio entre 2 y 3 neutrones extra cuando son fisionados, los cuales salen disparados en direcciones al azar y fisionarán otros núcleos. Este mecanismo es lo que permite la reacción en cadena.

La posibilidad de que ocurra la colisión entre el neutrón y el núcleo o la “absorción” del neutrón depende de la velocidad del mismo. Es más común encontrar reactores alimentados con U^{235} por la amplia gama de velocidades de neutrones que pueden fisionarlo.

Se conoce como reactor nuclear a aquel sistema en el que dicha reacción se sostenga y pueda suministrar calor, siendo así la fuente de energía de un sistema nuclear de suministro de vapor. A partir de esta parte del proceso, una central nuclear no difiere de cualquier otra planta de generación de vapor. Como en todas, el vapor se utiliza para hacer girar una turbina la cual se conecta a un generador para transformar la energía cinética de la turbina en electricidad.

1.1.2 Tecnología de Reactores de Fisión

Los reactores nucleares de fisión están diseñados para obtener calor de las fisiones del combustible de forma constante. Para ello cuentan con sistemas que promueven principalmente la reacción en cadena, el transporte del calor generado y la contención de la radiación generada durante el proceso. Sus principales componentes son.^[3]

- **Combustible:** Es el material que se fisiona al ser impactado por neutrones y el que compone al núcleo. Puede presentarse en diferentes estructuras y geometrías: en pastillas cilíndricas, hexagonales o esféricas, dependiendo del diseño del reactor. Las unidades de combustible cuentan con un recubrimiento que ayuda a contener los productos formados en la fisión y le brinda protección contra el desgaste causado por el flujo de refrigerante y las altas temperaturas. El isótopo más utilizado para este propósito es el U^{235} .

- **Moderador:** Es la sustancia que disminuye la energía cinética de los neutrones producidos en la fisión sin absorberlos. La probabilidad de que un neutrón fisione un núcleo aumenta a razón de que la velocidad del primero disminuya. El moderador juega un papel muy importante en la conservación de la reacción en cadena. Entre los moderadores más comunes están el grafito, el agua ligera (H_2O) y el agua pesada (D_2O).^[2]
- **Refrigerante:** Es el fluido que se hace circular a través del núcleo del reactor y de un sistema de refrigeración para extraer el calor producido en aquel y transportarlo hasta un foco frío. Dependiendo del diseño del reactor, el refrigerante puede actuar también como moderador de neutrones. Los refrigerantes más utilizados en reactores son el agua ligera y el agua pesada, y existen otros diseños que usan aire, dióxido de carbono, helio, sodio líquido o aleación de sodio y potasio.
- **Elemento de control:** Es un componente móvil del reactor que mediante la mayor o menor introducción en el núcleo de un material absorbente de neutrones modifica la reactividad y se utiliza para el control del reactor. Suele presentarse en forma de barras de control compuestas de elementos con elevada sección eficaz de absorción como el hafnio, el boro, el cadmio o la plata.^[2]

1.1.3 Reactores de Agua Ligera

La mayoría de los reactores que se utilizan hoy en día para producir electricidad son reactores térmicos, lo cuales utilizan agua ligera como moderador y refrigerante.

El agua es un excelente moderador, además de contar con propiedades termodinámicas ampliamente estudiadas y ser accesible a bajos costos. Sin embargo, estos reactores manejan presiones muy altas a causa de las propiedades termodinámicas del vapor. El agua también absorbe una importante cantidad de neutrones, tanto así que el reactor no puede utilizar uranio natural sino enriquecido para poder mantener su criticidad. Existen dos tipos de reactores de agua ligera:

Reactor de agua presurizada (PWR): Como su nombre lo indica, la vasija se encuentra a alta presión (aproximadamente 15 MPa) con el objetivo de elevar la temperatura del agua ligera sin que ésta llegue al punto de ebullición. Ya que no se produce vapor dentro del reactor, éste debe generarse en un volumen de agua externo. Esto ocurre en los generadores de vapor. El agua presurizada calentada por el reactor se extrae y es llevada al fondo del generador donde pasa a través de miles de tubos para transferir su energía y después volver a la vasija. Las superficies exteriores de los tubos están en contacto con agua de un volumen o circuito externo a baja presión la cual recibe calor del primer circuito y se convierte en vapor destinado a activar la

turbina. Posteriormente un tercer circuito procedente de un lago o un río lleva a cabo la condensación del volumen de vapor para que sea devuelto al generador de vapor y continúe su ciclo.^[3]

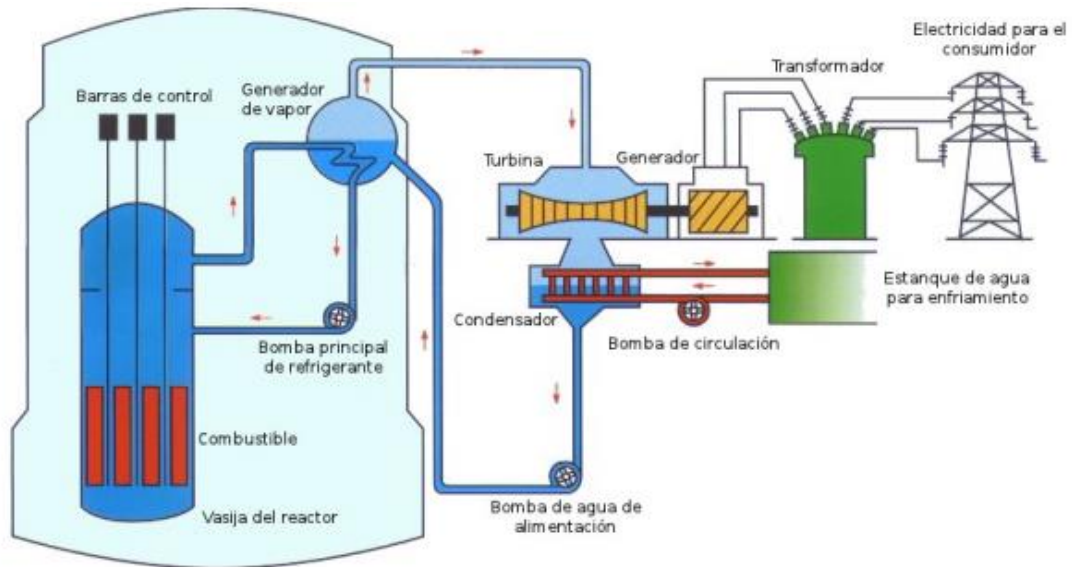


Figura 1-1. Ciclo de los reactores VVER

1.2 Ciclo de un Reactor VVER-1000

Se le llama VVER o WWER por la transcripción del ruso *Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor* y del inglés *Water- Water Energy Reactor* y el posterior número 1000 denomina la potencia de la unidad, es decir 1000 MW de potencia eléctrica. Pertenece a la familia de reactores de vasija presurizada y utiliza agua como moderador y refrigerante a la vez.^[4]

La fisión de los núcleos atómicos en el núcleo del reactor produce calor, el cual es transportado por el refrigerante, que en este caso se trata de agua o mezcla de agua-vapor. El agua es bombeada al exterior del reactor y transportada a lo largo del circuito de circulación primario conocido también como “pierna caliente” mediante la cual llega hacia el generador de vapor.

El generador de vapor es un intercambiador de calor en el cual se transfiere la energía térmica del refrigerante del circuito primario hacia el agua de alimentación del circuito secundario para formar vapor. El flujo de refrigerante en el circuito primario no tiene contacto con el flujo en el circuito secundario en ningún punto del ciclo, tan solo convergen en el generador de vapor. Una vez realizada la transferencia de calor, el refrigerante vuelve a la vasija del reactor mediante el conducto del circuito primario conocido como “pierna fría”.

El circuito primario se compone de cuatro lazos de circulación. El refrigerante es bombeado por cuatro bombas principales instaladas en cada lazo.^[1]

Una vez formado el vapor, es transportado a los “sistemas de balance de planta”. La mayor parte del vapor formado en los generadores es enviado a la turbina, mientras que el resto está

destinado al precalentamiento del agua de alimentación. Al salir de la última turbina el vapor es vertido en el condensador y cuando vuelve al estado líquido el agua pasa por los calentadores de baja presión y se dirige al desaireador para que sean removidos todos los gases no condensables, Finalmente pasa por los calentadores de alta presión y vuelve al generador de vapor. ^[4]

1.2.1 Sistema Nuclear de Generación de Vapor (NSSS)

En una central nuclear con un reactor VVER-1000 los sistemas principales son:

- Reactor
- Circuito primario: bombas de circulación principales (MCP), generadores de vapor (SG) y tuberías;
- Presurizador y sistema de compensación de presión del circuito primario;
- Sistema de alimentación y purga del circuito primario, incluyendo la regulación de boro;
- Líneas de vapor y tuberías de agua de alimentación del circuito secundario
- Sistemas de control y protección
- Sistemas de seguridad ^[4]

1.3 Reactor

El reactor VVER-1000 es un reactor de vasija que utiliza agua ligera como moderador y refrigerante. El reactor está diseñado para generar calor en el sistema nuclear de generación de vapor (NSSS) de la central nuclear. La regulación de la potencia del reactor y la supresión de la fisión en cadena se lleva a cabo por 2 sistemas:

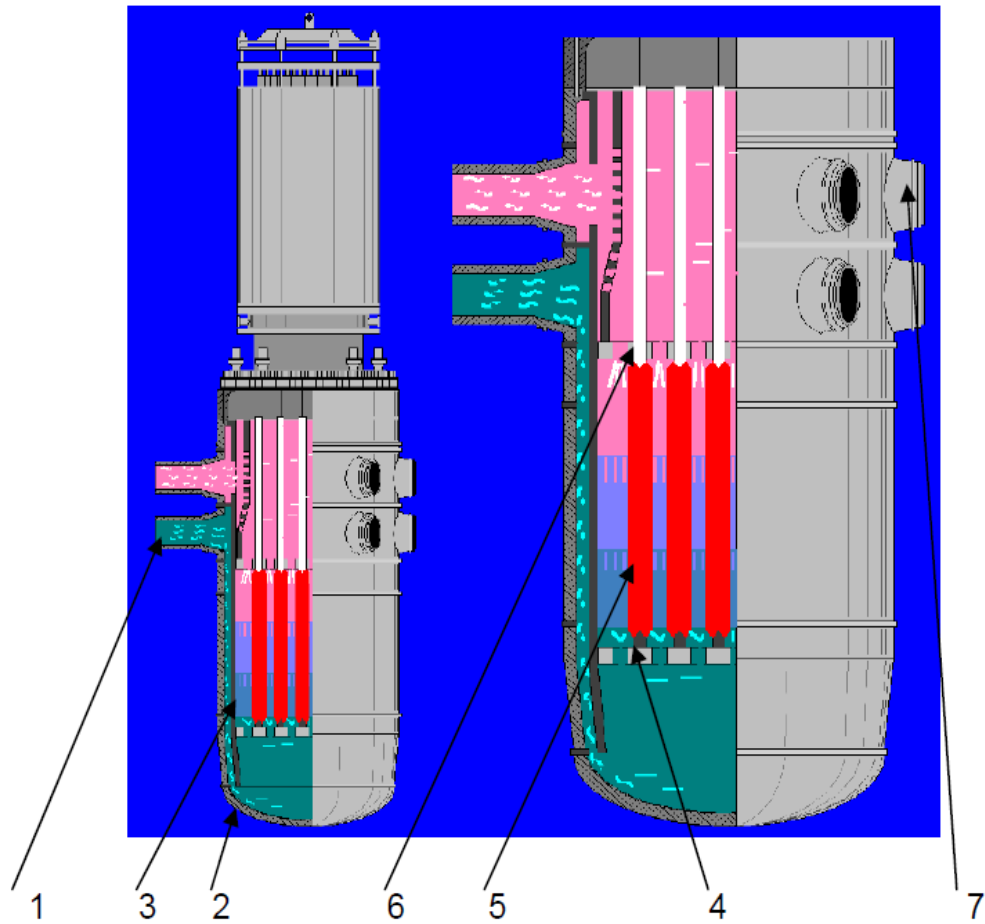
- Introducción de absorbentes sólidos: Sistema de barras de control (Sistema de control y protección)
- Inyección de líquido absorbente: Sistema de regulación de boro.

Las barras de control se usan para cambiar la reactividad en las maniobras de régimen y para el apagado del reactor en condiciones de operación normales o emergencias. La regulación de boro se usa para cambios en la concentración de boro a largo plazo. La concentración de boro se va cambiando durante el ciclo de vida de la planta.

Se hace pasar el refrigerante por los ensambles de combustible para cumplir con dos funciones. Por una parte enfriar el núcleo y por otra llevar a cabo la fisión nuclear en el combustible. El refrigerante entra al reactor a través de las boquillas y pasa por una perforación de anillo para dirigirse al pozo del núcleo. Una vez en el fondo fluye entre los ensambles, atraviesa el plato perforado superior y evacúa la vasija a través de las boquillas de salida para dirigirse a la pierna caliente.^[4]

El reactor contiene los siguientes componentes:

- Núcleo
- Vasija del reactor
- Instalaciones interiores de la vasija y bloque superior
- Mecanismos electromagnéticos a pasos de las barras de control
- Instrumentación de medición de flujo neutrónico



1. Boquilla de entrada
2. Vasija del reactor
3. Pozo del núcleo
4. Plato inferior perforado
5. Elementos combustibles
6. Plato perforado
7. Boquilla de salida

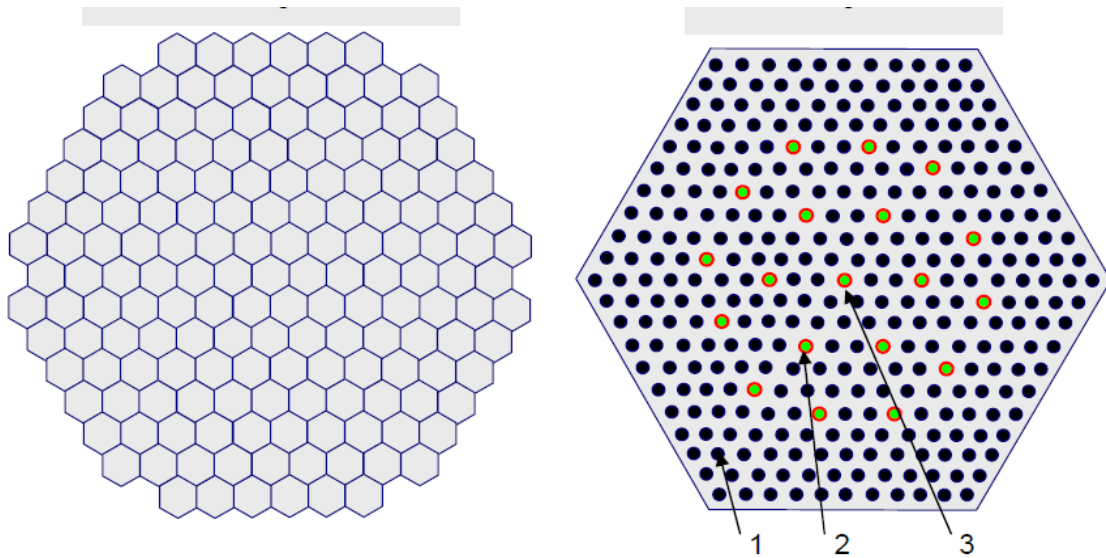
Figura 1-2. Vasija de presión del reactor

1.3.1 Núcleo del Reactor

Se compone por elementos combustibles (FA) con geometría hexagonal, acomodados en una malla con 236 [mm] de grosor. El número de elementos en el núcleo depende del tamaño y la potencia del reactor. Se limita el tamaño máximo de un elemento combustible por requerimientos de seguridad nuclear y el tamaño mínimo por cuestiones de rentabilidad.^[4]

Las características principales del núcleo del VVER-1000 son las siguientes:

- Cantidad total de elementos combustibles en el núcleo 163
- Número de ensambles con barras de control 61
- Longitud de la parte de calentamiento (en estado frío) 3.53 [m]
- Distancia entre los elementos 0.236 [m]
- Sección de paso del núcleo en la parte de calentamiento 4.17 [m²]
- Flujo de refrigerante a través del núcleo 17650 [kg/s]
- Potencia térmica del reactor 3000 [MW]



1. Barra de combustible
2. Barra de control
3. Tubo central para instrumentación dentro del núcleo

Figura 1-3. Esquema de elementos en el núcleo del VVER

El elemento combustible del VVER consiste en una red regular de barras. Existen ciertos acomodos del núcleo en los que se sustituyen barras de combustible por barras de elementos no combustibles que pueden ser absorbentes como en el caso de las barras de control o los absorbentes combustibles.^[4]

Las principales características de los elementos combustibles son:

- Número de barras de combustible 312
- Distancia entre barras de combustible 12.75 [mm]
- Número de tubos para elementos absorbentes 18
- Longitud de la parte activa del elemento combustible 3530 [mm]
- Número de platos de soporte 14

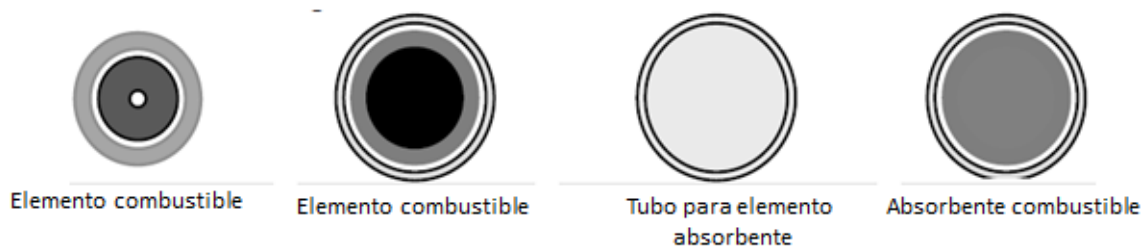


Figura 1-4. Representaciones de tipos de elementos

Principales características de las barras en elementos combustibles

- Diámetro de la barra 9.1[mm]
- Grosor del recubrimiento 0.69 [mm]
- Material de recubrimiento aleación Zr 110
- Diámetro de parte combustible 7.53 [mm]
- Material combustible UO₂
- Diámetro de la apertura central de la pastilla de combustible 2.3 [mm]
- Densidad del combustible 10.4 [g/cm³]
- Enriquecimiento del combustible 3.3, 4.4, 3.0 y 4.0[%]

1.3.2 Principales Bombas de Circulación

Las cuatro bombas de refrigeración del reactor son bombas centrífugas verticales con ejes mecánicos sellados. Cada bomba es impulsada por un motor eléctrico con enfriamiento agua-aire.

El refrigerante viaja por medio de un haz de tubos. Sobre el generador de vapor hay un colector de vapor. A través de éste el vapor formado va al colector principal y luego a la turbina.^[4]

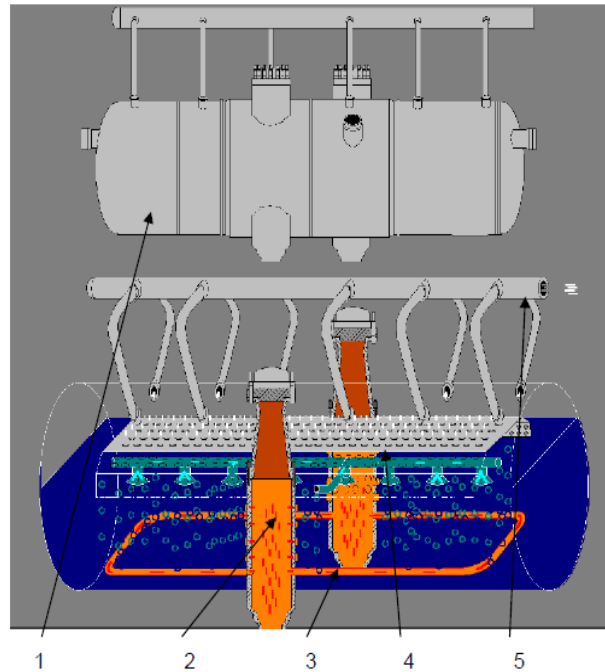
1.3.3 Generadores de Vapor

La función de los generadores de vapor es remover el calor del refrigerante del circuito primario para formar vapor saturado en el circuito secundario. El reactor VVER-1000 cuenta con generadores horizontales.

El refrigerante del circuito primario viaja a través de un haz de tubos horizontales. En la parte superior del generador de vapor se encuentra el colector. A través de este colector, el vapor formado viaja hacia la línea principal de vapor para llegar a la turbina.

Mientras se opere bajo condiciones normales y a la potencia promedio, se pueden considerar los siguientes parámetros del generador de vapor.^[4]

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



1. Vasija de los generadores de vapor
2. Boquilla de entrada
3. Haz de tubos
4. Secador
5. Colector de calor

Figura 1-5. Estructura del generador de vapor

1.3.4 Sistema de Compensación de Presión

El principal objetivo de la compensación de presión en los reactores VVER es mantener el refrigerante del circuito principal en estado líquido.

El sistema de compensación de presión tiene los siguientes propósitos:

- Controlar la presión en el circuito principal durante el estado estable y el transitorio.
- Proteger al equipo del circuito primario en caso de que se exceda la presión del diseño.
- Incrementar la presión durante el arranque del NSSS (Sistema nuclear de generación de vapor)
- Disminuir la presión en el circuito primario durante el enfriamiento del NSSS.

El equipo está conformado por los siguientes componentes:

- Presurizador
- Condensador de burbujas
- Conducto de vapor de descarga con válvulas de seguridad de impulsos y válvulas de alivio
- Conducto para descargar mezcla del presurizador con válvulas y constrictor.
- Conducto de inyección
- Conducto conector con la “pierna caliente”

El presurizador es un tanque vertical conectado a la “pierna caliente” del lazo primario

El presurizador cuenta con un sistema de rociado y calentadores eléctricos para mantener una presión constante en el circuito primario. El sistema de rociado está ubicado en lo más alto e inyecta agua en el vapor para promover la condensación del vapor y así disminuir la presión. Los calentadores eléctricos se encuentran en el fondo del presurizador y su objetivo es calentar el agua para incrementar la presión del circuito principal. Se utilizan también para calentar el refrigerante durante la prueba de arranque del reactor.^[4]

Los principales parámetros del presurizador son los siguientes:

- | | |
|---|--|
| • Presión | 15.7 [MPa] o 160 [kgF/ cm ²] |
| • Temperatura | 346 [°C] |
| • Volumen (total) | 79 [m ³] |
| • Volumen de agua promedio | 55 [m ³] |
| • Volumen de vapor promedio | 24 [m ³] |
| • Potencia de los calentadores eléctricos | 2520±190 [kW] |

El condensador de burbujas está diseñado para recibir vapor del presurizador. Es un tanque horizontal lleno en dos terceras parte de su volumen total de agua. Dentro hay tres colectores de vapor distribuidos cerca del fondo, e intercambiadores de calor para disminuir la temperatura.

Hay una membrana de seguridad que se rompe cuando la presión excede el punto de emergencia asignado para descargar el vapor fuera de la contención del reactor.

La compensación de las variaciones de presión se realiza mediante el siguiente mecanismo.

El agua en el presurizador es calentada por los calentadores eléctricos hasta que hierve y forma un cojín de vapor en la parte superior. En condiciones estacionarias el vapor y el agua están en estado

de saturación. En regímenes transitorios del sistema nuclear de generación de vapor, cuando la temperatura del refrigerante cambia y en consecuencia su densidad, el refrigerante puede fluir a través de la tubería de conexión desde o hacia el presurizador. Cuando esto ocurre, el cojín de vapor amortigua los cambios de presión debidos a la evaporación o condensación del agua.

Los cambios en el volumen del presurizador juegan un papel importante en el proceso de compensación de la presión.

Cuando el volumen de agua decrece y aumenta el volumen de vapor, la presión disminuye. A menor presión el punto de ebullición del agua decrece y se comienza a producir vapor rápidamente, incrementando la presión.

Cuando se incrementa el volumen de agua el de vapor disminuye y la presión se incrementa. A mayor presión, el punto de ebullición del agua es mayor. Esto resulta en un incremento en la condensación de vapor, provocando la disminución de la presión.

El nivel en el presurizador se mantiene mediante un controlador automático que tiene como entrada el nivel actual y la temperatura promedio en el circuito primario. La regulación es llevada a cabo con válvulas en el sistema de alimentación y purga. Por otro lado la presión se mantiene mediante un controlador automático que toma la presión desde la vasija del reactor como entrada. La regulación es llevada a cabo por calentadores eléctricos y válvulas en las tuberías de inyección.

En el régimen estacionario bajo condiciones de operación normales, un grupo de calentadores eléctricos está encendido. Este grupo compensa las pérdidas de calor.^[4]

Durante el arranque del reactor, cuando el circuito primario está frío, se utiliza un cojín de nitrógeno en lugar del cojín de vapor en el presurizador. Cuando el circuito primario y el presurizador son llevados a la temperatura de operación el nitrógeno es reemplazado por vapor.

En el proceso de enfriamiento del reactor un controlador automático mantiene la diferencia de temperatura entre el circuito primario y el presurizador mediante inyección de agua fría desde la “pierna fría” del lazo del circuito primario, o desde el sistema de alimentación y purga.^[4]

1.3.5 Sistema de Alimentación y Purga del Circuito Principal

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

- Controlar la cantidad de refrigerante contenida en el circuito principal
- Cambiar la concentración de boro en el refrigerante
- Purgar el equipo del circuito primario
- Purificación y retorno del refrigerante del circuito principal

- Alimentar agua al circuito primario a través de las boquillas de las bombas de refrigerante del reactor.
- Alimentar concentrado de boro al circuito principal en caso de pérdida de electricidad

El equipo del sistema de alimentación y purga que se presenta en el simulador consiste en:

- 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

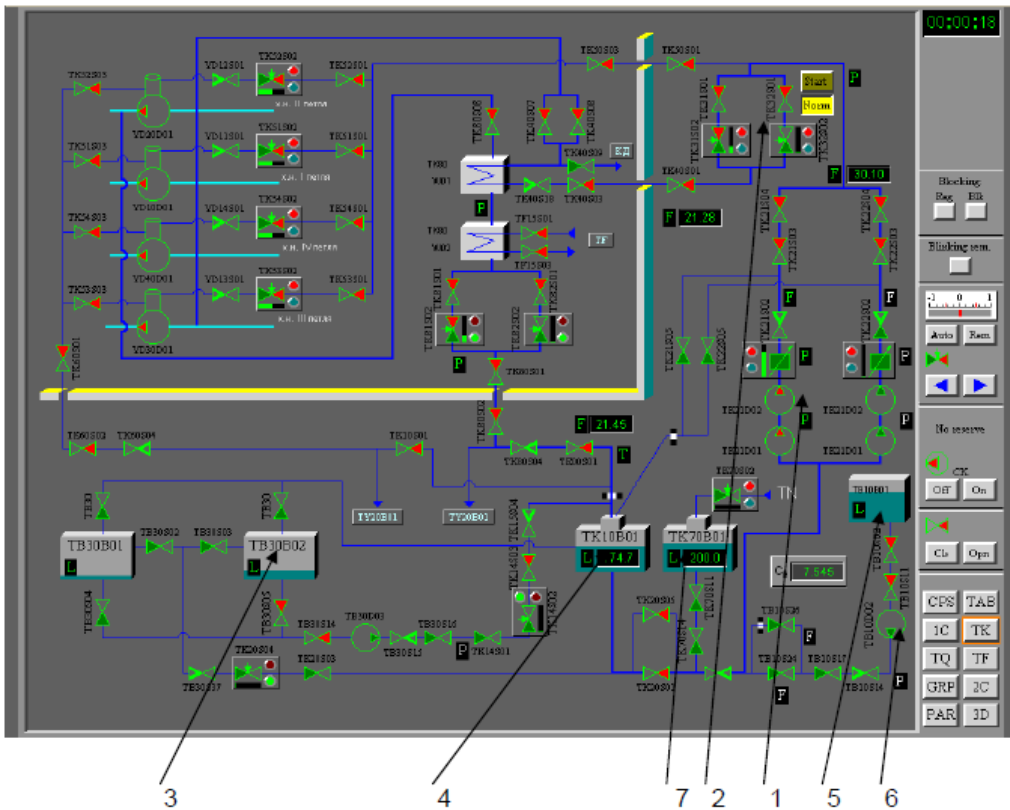
El control de inventario del circuito primario es realizado mediante válvulas de alimentación y purga. Un nivel menor al valor de consigna en el presurizador indica que hay una masa de refrigerante insuficiente en el circuito primario, entonces se agrega una cantidad adicional desde el tanque de almacenamiento hasta que el nivel en el presurizador alcance su nivel de consigna.

Por otra parte un nivel mayor al consignado en el presurizador indica que hay un exceso en la masa del refrigerante en el circuito primario así que se incrementa el flujo de purga y disminuye el de alimentación.

El refrigerante drenado pasa al intercambiador de calor regenerativo donde es enfriado por el flujo de retorno de agua de alimentación del circuito primario. Posteriormente se enfría de nuevo en un intercambiador auxiliar hasta llegar a los 40-55 [°C].

Después del enfriamiento, el agua de purga pasa por el sistema de purificación de agua a baja presión. Después de la purificación, el refrigerante fluye hacia el desaireador de agua de alimentación para desgasificarse y desde ahí es devuelto al circuito primario a través del lado caliente de los intercambiadores regenerativos de calor. Bajo condiciones de operación normales solamente las bombas del tren de agua de alimentación están en operación. Las válvulas de control generan flujos de alimentación y purga en un rango de 30-69 [t/h].

Parte del agua entra por la boquilla de la MCP, cuyo flujo es aproximadamente 2[m³/h]. La presión máxima de la bomba de agua es aproximadamente 20 [kg_F/ cm²] por encima de la presión a la salida de la MCP.^[4]



1. Líneas para el suministro de agua del 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 limpia

Figura 1-6. Sistema de alimentación y purga del circuito principal en el Simulador

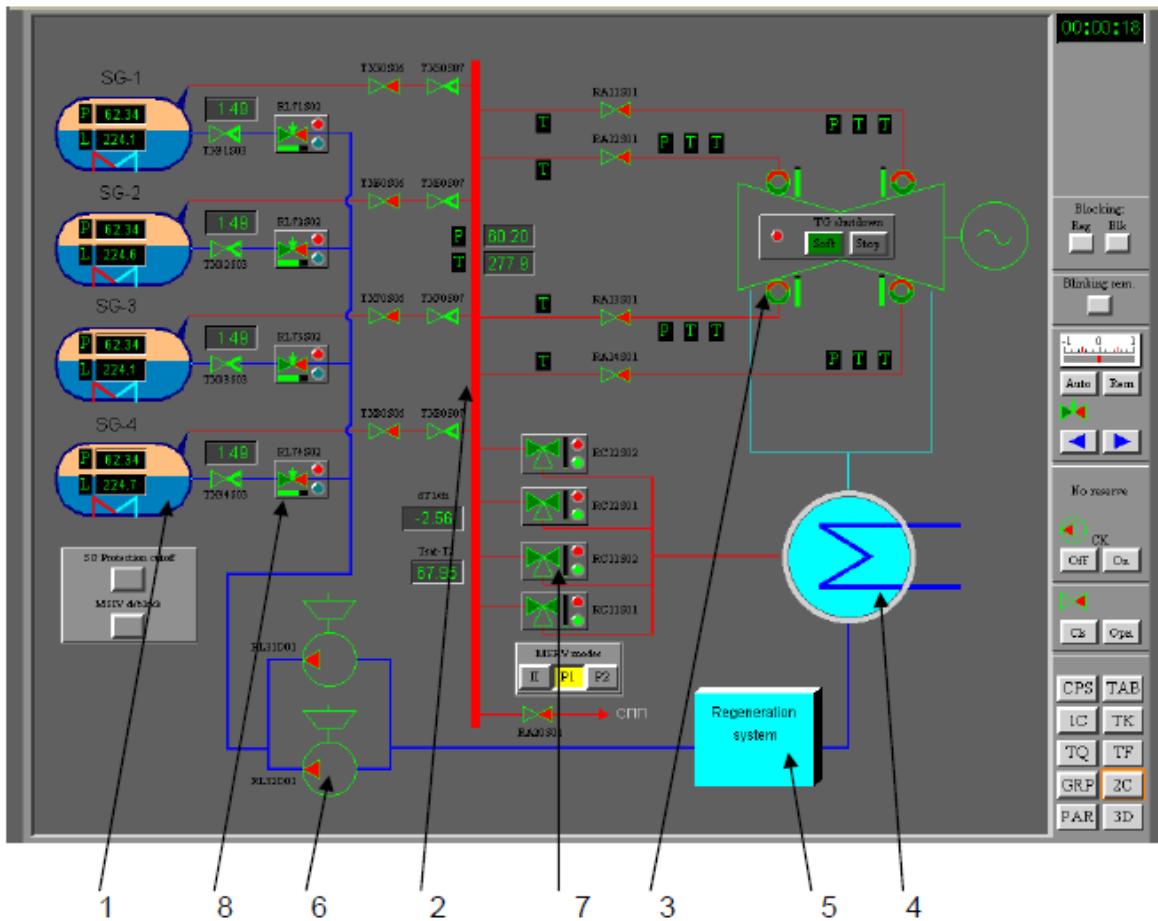
1.3.6 Circuito Secundario

El circuito secundario del VVER-1000 incluye cuatro generadores de vapor, válvulas de aislamiento y descarga de vapor, cabezal principal de vapor, turbina, condensadores, sistema de calentamiento de agua de alimentación y sistema de suministro.

El vapor generado en los SG es recolectado en el cabezal principal y luego distribuido. Bajo condiciones normales de operación la mayor parte del flujo de vapor viaja a través de las válvulas gobernadoras hacia el cilindro de alta presión de la turbina. El vapor que sale del cilindro de alta presión entra al separador para remover humedad extra. Posteriormente el vapor pasa a recalentarse y entra a los cilindros de baja presión. Cada uno estos cilindros está conectado a un condensador, donde el vapor vuelve al estado líquido cuando fluye sobre haces de tubos a través de los cuales circula agua de enfriamiento.

El agua es bombeada desde el condensador hacia los recalentadores a baja presión y hacia el intercambiador de alta presión donde se calienta por vapor extraído de la turbina. Luego va hacia el desaireador en el cual todos los gases no condensables son removidos.^[1]

Finalmente el agua es bombeada a los generadores de vapor por las bombas de agua de alimentación. El equipo del circuito secundario se presenta en el simulador como se muestra en la siguiente imagen.^[4]



1. Generadores de vapor
2. Colector de vapor principal
3. Válvulas gobernadoras de la turbina
4. Condensador
5. Sistema de calentamiento de agua de alimentación (sistema de regeneración)
6. Bombas de agua de alimentación
7. Válvulas de descarga de vapor del condensador
8. Válvulas de control de inventario de generador de vapor

Figura 1-7. Circuito secundario en el Simulador

Los cilindros de alta presión y baja presión de la turbina, el recalentador separador, los condensadores y el sistema de recalentamiento de agua de alimentación y purga se representan en el simulador de forma simplificada.

1.4 Sistema de Protección y Control del Reactor

La regulación de la potencia del reactor y el control de la reacción de fisión en cadena son llevadas a cabo por 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), e
- Inyección de líquido absorbente - sistema de regulación por boro.

La regulación de la reactividad se basa en el cambio de posición de las barras de control y en cambio de la concentración de boro en el refrigerante del circuito principal. ^[4]

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

- Sistema de barras de control
- Sistema de monitoreo de flujo neutrónico
- Sistema de protección de emergencia
- Sistema de protección preventiva incluyendo el regulador limitador de potencia
- Sistema de monitoreo de la posición de las barras de control
- Sistema de control individual y de grupos de barras de control
- Transmisores de parámetros de operación
- Sistema de procesamiento de señales y datos para los transmisores de parámetros de operación^[4]

1.4.1 Sistema de Barras de Control

El sistema de barras de control tiene como función:

- Mantener un estado crítico en el nivel de potencia estacionario y controlar la distribución de la liberación 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 está formada por 18 elementos absorbentes que se mueven dentro de los ensambles de combustible en canales especiales y tienen accionadores individuales.

Todas las barras de control están subdivididas en 10 grupos (bancos). El número de barras de control en un grupo y la velocidad de su movimiento son elegidos de forma que la máxima eficiencia diferencial debería ser mayor a $0.035 \beta_{eff}/s$, donde β_{eff} = la fracción efectiva de neutrones retardados.^[4]

El mapa de barras de control se muestra en la figura 1-8.

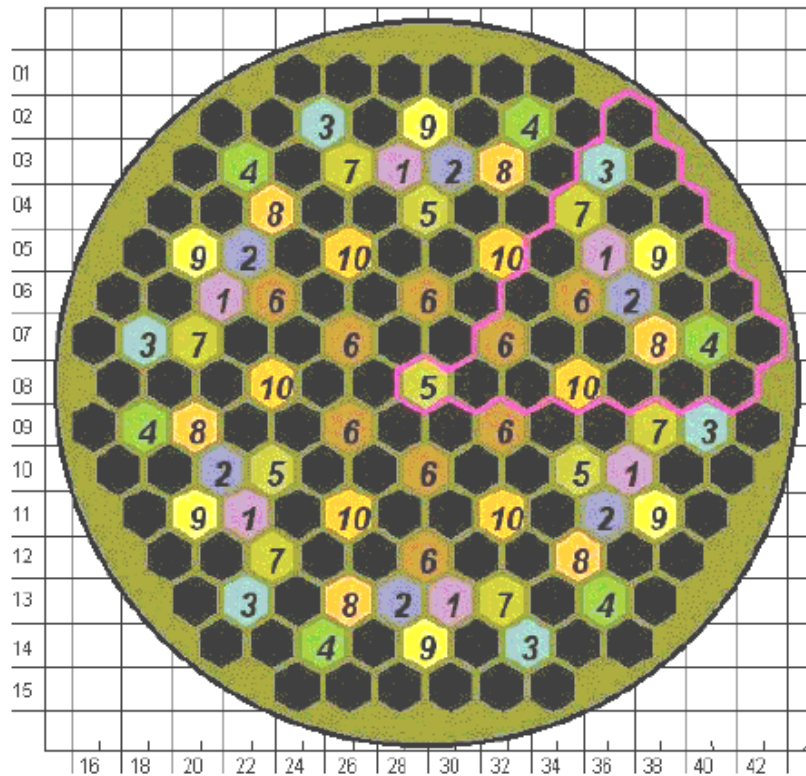


Figura 1-8. Mapa de grupos de barras de control

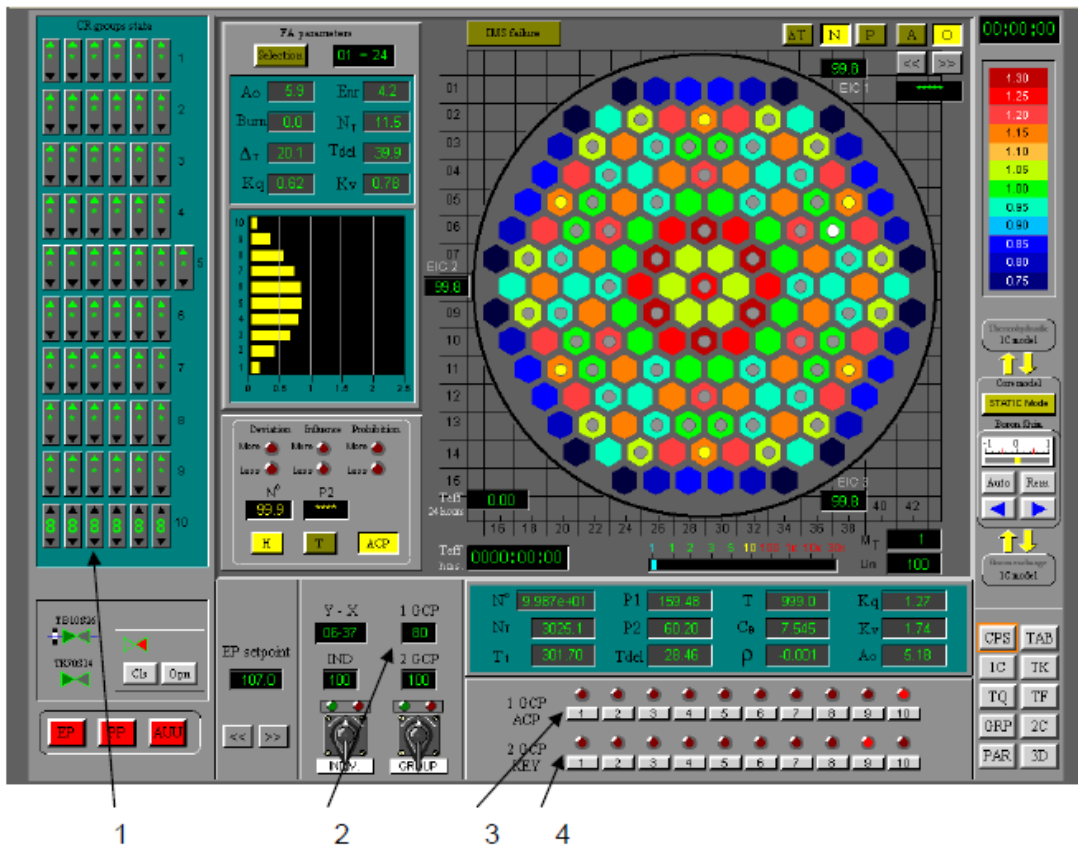
Cuando el reactor está operando a la potencia promedio todos los grupos de barras de control están en la posición más alta sobre el reactor a excepción del grupo #10 el cual es un grupo de trabajo. Típicamente está localizado a un 70-90% de la altura total desde el fondo y sirve para compensar cambios ligeros en la reactividad debidos a variaciones de temperatura, concentración de boro, carga eléctrica etc.

El grupo número 5 es utilizado para mantener la liberación de potencia en márgenes de diseño cuando esta no es uniforme como en el caso de “envenenamiento” del reactor.

Todas las barras de control se utilizan al activarse la protección de emergencia (EP) y en la protección preventiva (PP). Cuando ocurre una señal EP todas las barras de control son introducidas al núcleo y el tiempo que les toma alcanzar la posición del fondo es menor a 4 segundos. Este procedimiento se conoce como *scram* del reactor.

Si surgen señales de protección preventiva se introducen bancos de barras de control al reactor en un orden determinado a la velocidad normal de operación, o bien se puede liberar un banco en específico para provocar un decremento rápido de la potencia del reactor. Es posible implementar la prohibición o bloqueo de la extracción de las barras de control.

Las posiciones de las barras de control se indican en la pantalla de Control de la Reactividad (CPS) del simulador que incluye representaciones de paneles presentes en cuartos de control de plantas reales.



1. Panel de barras de control
2. Indicador de posiciones de barras de control individuales
3. Selector de bancos de barras de control para control automático de potencia
4. Selector de bancos de barras de control para control manual de potencia

Figura 1-9. Panel del sistema de control y protección del Simulador

1.4.2 Sistema de Regulación de Boro

El sistema de regulación de boro tiene como función compensar cambios lentos en la reactividad y mantener el estado crítico en el reactor durante procesos transitorios relacionados con envenenamiento con xenón y durante el arranque y disparo del reactor.^[4]

En regímenes normales de operación la regulación de boro promueve:

- La compensación de cambios lentos en la reactividad asociados con el consumo del combustible y procesos transitorios con xenón;
- Compensación del incremento de la reactividad durante el decaimiento del xenón y el enfriamiento del reactor;
- El estado subcrítico requerido durante la recarga de combustible del reactor y trabajos de mantenimiento.

La regulación también se utiliza para cambiar la potencia del reactor. Las capacidades de absorción del sistema de regulación por boro se determinan para cumplir los siguientes requerimientos:

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

Para que dichos requerimientos se satisfagan la concentración de boro del refrigerante debe ser de 2.8 g/kg (16 g/kg de ácido bórico).

El sistema de regulación por boro permite el cambio en la concentración del mismo en un rango del 15 al 20% por hora desde la concentración promedio o nominal.

La combinación de la regulación de boro con las barras de control mejora las maniobras características del reactor.

1.4.3 Sistema de Monitoreo del Flujo Neutrónico

El sistema de monitoreo de flujo neutrónico (llamado AKNP en los reactores VVER) está diseñado para determinar la potencia y del periodo del reactor.

Proporciona información para realizar un análisis comparativo para ambos parámetros y genera señales para el sistema de protección y control, para el regulador de potencia (ROM), y para los paneles del cuarto de control.

El monitoreo del flujo neutrónico se divide en tres partes:

- AKNP para Control y Sistema de Protección;
- AKNP para recarga de combustible en el reactor;
- AKNP para modo *stand by* del Panel de Control.

Las últimas dos partes no se presentan en el Simulador y no son consideradas en el manual.

El Sistema de monitoreo del flujo neutrónico para CPS mantiene monitoreo permanente del flujo comenzando desde el estado subcrítico del reactor y hasta todos los niveles de potencia. El sistema consiste en dos trenes independientes, cada uno cuenta con detectores propios en canales adyacentes de las cámaras ionizantes exteriores al núcleo.

1.4.4 Instrumentación dentro del Núcleo

Los canales de medición del flujo neutrónico (NFMC) están diseñados para monitorear en dirección radial y axial al núcleo del reactor. El ensamble de los NFMC consiste en sensores instalados dentro de una carcasa protectora y se sitúa en el tubo central de los ensambles de combustible. Los sensores de carga directa están fabricados con rodio y transmiten señales a los instrumentos para obtener una medición.

El núcleo del reactor cuenta con 64 ensambles NFMC. Las señales que generan proporcionan información sobre la densidad del flujo neutrónico en el núcleo.

En la figura 1-10 se muestra el mapa de ensambles NFMC dispuestos en el núcleo del reactor.

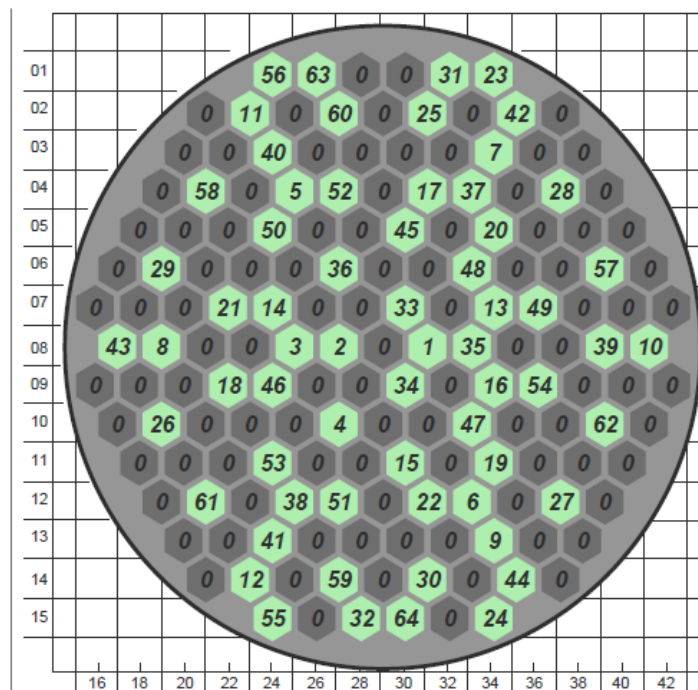


Figura 1-10. Posición de los canales de medición de flujo neutrónico enumerados del 1 al 64

El núcleo cuenta también con sensores de temperatura en la periferia de los 91 ensambles de combustible. La información obtenida se utiliza para determinar la potencia que aportan los ensambles de forma individual y el valor exacto de la potencia térmica del reactor.

1.4.5 Operación de los sistemas de Control y Protección

El control y protección del reactor son realizados por los siguientes sistemas mediante el ajuste de la reactividad por medio de las barras de control: AKNP, ARM, ROM, URB, AZ.

Todas las barras de control están subdivididas en 10 bancos, cada uno con 6 barras a excepción del número 5 el cual cuenta con 7. Las barras de control pueden moverse de forma individual o en grupos. Existen secuencias predefinidas de movimientos por bancos: "UP"-comenzando por bancos de menor número a mayor número y "DOWN"- comenzando por bancos de mayor número a menor número.

Las barras de control permanecen suspendidas sobre el núcleo del reactor por fuerzas electromagnéticas. Cuando se activa una señal de protección de emergencia (conocida como AZ para el VVER) todas las barras de control caen. El suministro eléctrico de las cerraduras electromagnéticas se corta para que las barras caigan por fuerza de gravedad. El tiempo de caída es menor a 4 segundos.

El sistema de protección preventiva está diseñado para generar señales para prohibir incrementos en la potencia o para reducirla hasta los niveles de seguridad. El sistema de protección preventiva es capaz de generar los siguientes protocolos/comandos:

- Movimiento secuencial de bancos de barras de control con velocidad normal hasta que cese una señal de algún parámetro excediendo el margen establecido.
- Prohibición del incremento del nivel de potencia hasta que cese una señal de que alguno de los parámetros ha excedido el margen establecido.
- La liberación de uno de los bancos de barras.

Cuando se activa una señal de protección preventiva de nivel 1 (conocidas como PZ-1 para el VVER) se desplazan bancos de barras hacia el interior del reactor con una velocidad estándar de 2cm/s hasta que la señal PZ-1 se detenga.

Cuando se activa una señal de protección preventiva de nivel 2 (conocidas como PZ-2 para el VVER) los instrumentos de automatización de la planta prohíben la extracción de las barras de control, además de que prohíben el incremento en la potencia del reactor hasta que la señal desaparezca.

Como parte del sistema PZ-1 existe una función de protección preventiva ejecutada por el dispositivo de reducción de la potencia del reactor (conocido como ROM. La reducción de potencia del reactor se realiza mediante la introducción de bancos de barras a velocidad normal.^[4]

1.5 Sistemas de Seguridad

Ciertos sistemas que llevan a cabo las tareas de seguridad del VVER-1000 no tienen lugar en las operaciones normales de la planta, así como los sistemas cuentan con dispositivos de seguridad como parte integral del mismo.

Los sistemas de seguridad están preparados para responder a toda hora y se activan en caso de que los sistemas de control, protocolos y operadores no puedan mantener los parámetros de operación entre los límites determinados.^[4]

En el simulador se presentan los siguientes sistemas de seguridad:

- 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 alimenta rápidamente concentrado de boro al reactor cuando su presión cae debajo de los 5.9 [MPa].

El concentrado de boro (16 [g/kg] de ácido bórico) se introduce al reactor a una temperatura entre 60 y 70 [°C] desde los tanques de alta presión por medio de cuatro trenes independientes. Dentro de los posteriores 30 minutos no es requerida ninguna acción por parte del Operador del Reactor. Se utiliza la energía del nitrógeno comprimido para entregar el refrigerante al reactor. Se cuenta con válvulas de cierre de acción rápida para prevenir filtraciones de nitrógeno hacia el reactor.

El sistema de protección del circuito primario contra sobre-presión protege a la vasija, el presurizador y al equipo del circuito primario. Incluye un sistema de válvulas de descarga de vapor en la línea que va desde el presurizador hasta el condensador de burbujas y una membrana de seguridad.

Si la presión en el circuito primario aumenta (el exceso límite es 15% sobre el valor nominal) parte del cojín de vapor producido en el presurizador es enviado al condensador de burbujas a través de una válvula de alivio. El vapor se condensa y el excedente de refrigerante en el condensador de burbujas se libera para mantener un nivel constante.

Si la presión en el condensador de burbujas rebasa el límite de seguridad, la membrana se rompe y se libera el exceso de presión hacia la contención. Una válvula de control puede 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_f/cm^2] y para cierre desde 170 hasta 175 [kg_f/cm^2].

El sistema del circuito secundario contra sobre-presión incluye válvulas para descarga de vapor hacia la atmósfera, hacia el condensador y hacia válvulas de seguridad de acción inmediata. En condiciones normales, el vapor fluye hacia la turbina a través de las válvulas gobernadoras.^[4]

La apertura de las válvulas gobernadoras puede hacer variar el flujo hacia la turbina, modificar su carga y afectar la presión del vapor en la línea principal y en los generadores de vapor. Si la presión incrementa y supera el valor determinado, las válvulas para descarga de vapor se abren liberándolo hacia la atmósfera. Si la presión continúa creciendo, se abren las válvulas de descarga de vapor (sin pasar por la turbina) hacia el condensador, también llamadas válvulas "bypass". Como última instancia si la presión continúa incrementando se abren las válvulas de seguridad de los generadores de vapor.

2. SIMULACIÓN DE PROCESOS DE GENERACIÓN DE ENERGÍA NUCLEAR

2.1 Introducción a la Simulación

La simulación es una poderosa herramienta para el diseño, construcción, entrenamiento y operación de los mecanismos de generación de energía nuclear.

El término simulación se refiere a la investigación de procesos en el dominio del tiempo. Se pueden calcular las características y propiedades de diferentes sistemas. A este tipo de cálculos se les conoce como simulación.

Para sistemas simples basta una solución analítica para mostrar que un sistema dado está suficientemente amortiguado para permanecer estable o sin oscilación en cualquier circunstancia. La simulación toma lugar cuando los sistemas son muy sofisticados para alcanzar cualquier solución analítica.

Se requiere de modelos y simulaciones en los siguientes casos:

- Los procesos son demasiado sofisticados y tiene muchos estados físicos para considerarlos todos.
- Es demasiado caro o peligroso construir un prototipo solo para pruebas o si existen limitaciones en diferentes pruebas por costos o riesgos.
- Si se quiere revisar propiedades y soluciones en condiciones extremas. Se consideran para el diseño, construcción y operación de un sistema de generación de energía nuclear.
- El proceso de simulación puede lograrse con o sin interacción humana. Antes la forma común era escribir un programa de simulación, para preparar grupos de datos de entrada, correr el programa en una computadora y esperar por los resultados. La mayoría de los análisis de los escenarios de accidentes están hechos de esta forma hoy en día.^[6]

2.2 Principios Generales de Simulación

2.2.1 Modelo Matemático

A diferencia de los procesos continuos que pueden ser descritos por un grupo de ecuaciones diferenciales por depender solamente del tiempo, en los procesos de generación de energía nuclear es necesario considerar diferentes variables espaciales.

Si se tiene que tomar en cuenta el espacio de dependencia se obtiene un grupo de ecuaciones diferenciales parciales. Asumiendo de nuevo que podemos definir funciones separadas para cada derivada, se obtiene:

$$\begin{aligned} \frac{\partial y_i}{\partial x_j} &= f_{i,j}(y_1, y_2, \dots, y_n, x_1, x_2, \dots, x_k, p_1, p_2, \dots, p_m, t); & i = 1, \dots, n, j = 1, \dots, k \\ \frac{\partial y_i}{\partial t} &= g_i(y_1, y_2, \dots, y_n, x_1, x_2, \dots, x_k, p_1, p_2, \dots, p_m, t); & i = 1, \dots, n \\ z_j &= g_j(y_1, y_2, \dots, y_n, x_1, x_2, \dots, x_k, p_1, p_2, \dots, p_m, t); & j = 1, \dots, l \end{aligned}$$

Donde y: son las variables de estado; p: las variables de entrada, z: las variables de salida; x: las coordenadas espaciales.

2.2.2 Discretización en el Tiempo y el Espacio

Si se quiere resolver las ecuaciones por métodos numéricos se tienen que discretizar en el tiempo y el espacio. La discretización en el tiempo implica que en vez de una solución continua para cada variable de estado se tienen series de tiempo, por ejemplo valores discretos válidos en ciertos tiempos dados. La diferencia de tiempo entre dos valores de tiempo consecutivos es conocida como “frecuencia temporal de integración”. En vez de derivadas en el tiempo se usan diferencias de valores consecutivos divididas entre la frecuencia.^[6]

Ocurre lo mismo para la discretización del espacio llamada “nodalización”. En vez de funciones continuas se tienen series de tiempo discretas de variables de estado para cada nodo, en un volumen finito y con una distancia finita entre ellos. (De la misma forma, en vez de las derivadas espaciales se usa distancia finita para dividir la diferencia de las variables de estado en dos nodos vecinos).

La estabilidad y la certeza de las soluciones numéricas dependen mayormente de la frecuencia de la integral y de la distancia espacial de la nodalización.

Resulta obvio que entre menor sea la frecuencia y menor sea la distancia entre los nodos y su tamaño, la solución será más estable y certera. Por otro lado, la reducción de la frecuencia, la distancia entre los nodos y su tamaño incrementa el número de variables de estado haciendo que se requiera de más recursos para hacer cálculos.

En ocasiones los procesos físicos que ocurren en un mismo tiempo y espacio son divididos y resueltos de forma separada.

Típicamente los procesos neutrónicos de generación de calor y los procesos termo-hidráulicos para la remoción de calor son resueltos por dos programas separados. Los primeros calculan el calor que se debe remover del núcleo mientras que los segundos calculan las temperaturas del refrigerante y el combustible como resultado de procesos de enfriamiento. La frecuencia temporal del intercambio de datos entre estos dos programas de simulación debe ser suficientemente pequeña para no generar errores importantes como consecuencia de esta separación.

Las funciones lógicas y la secuencia de eventos no suele simularse mediante ecuaciones diferenciales, pero sí mediante programas separados con este propósito. Protecciones, uniones y otras funciones similares del proceso de instrumentación están modeladas de esta forma.^[6]

2.3 Clasificación de Simuladores de 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 de entrenamiento se pueden lograr utilizando varios tipos de simuladores^[5]

2.3.1 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.

2.3.2 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.

2.3.3 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

2.3.4 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.

2.3.5 Simulador Multifuncional

En ocasiones el término "multifuncional" es usado para referirse a los simuladores compactos o gráficos. En general, la fidelidad en el modelado es cercana o igual a la del simulador de alcance completo, pero la interfaz humano –máquina posee una combinación de instrumentación virtual y real. Este tipo de simulador puede ser extendido hasta un simulador de alcance completo.

2.3.6 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.

2.4 Características de Simuladores

2.4.1 Requerimientos de Almacenamiento de Datos

Los simuladores tienen requerimientos básicos de almacenamiento de datos.

Todas las variables de estado que definen el estado actual del modelo, y adicionalmente el estado de la planta simulada, deben encontrarse en la base de datos en tiempo real. Esta base de datos es accesible en cualquier momento.

Es necesario el almacenamiento de datos para la ejecución del simulador ya que cuando se ingresa un comando o señal los programas avanzan un periodo de tiempo y basados en el estado previo (o los resultados del estado previo) calculan el estado de la planta en el presente periodo de tiempo. Mientras tanto, las acciones del usuario son escaneadas por la interfaz hombre-máquina de manera asíncrona a un periodo de tiempo mucho más corto.

Los datos almacenados permiten que el usuario analice el curso de la simulación a partir de gráficas generadas para cada parámetro en función del tiempo. En algunos casos permite conocer qué tan apegada o desapegada fue la secuencia de acciones del usuario en comparación a un protocolo determinado.^[6]

La información de la planta se puede organizar 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

En el almacenamiento de datos se consideran componentes más relevantes:

- Vasija y núcleo del reactor
- Sistema de enfriamiento primario
- Enfriamiento de emergencia del núcleo y contención
- Sistema de vapor principal
- Turbina y condensador de vapor principal

- Sistema de agua de alimentación
- Sistema eléctrico
- Control e instrumentación

2.4.2 Estados del Simulador de Entrenamiento

Después de que se inicia el simulador y todos los programas relacionados se puede cambiar al estado **FREEZE** o pausa.

Todos los programas son capaces de correr pero prácticamente ninguno de ellos está corriendo realmente. Durante el estado **FREEZE** es posible analizar el simulador, ya sea cargando algunas condiciones iniciales o una impresión previamente guardada (a estas acciones se les conoce como backtracking).

Puede que sea necesario ajustar los controladores de la interfaz para el caso que se haya cargado.

Del estado **FREEZE** se puede pasar al estado **RUN**.

Los simuladores calculan cíclicamente el estado actual de cada periodo de tiempo y los medidores análogos y enunciadores de la interfaz se manejan de acuerdo a ello. Todas las operaciones del usuario son escaneadas y almacenadas en el logaritmo de acciones, y es añadido al archivo junto con la evolución de los parámetros.

Durante la simulación se toman capturas regularmente, o en cualquier momento que el instructor de los comandos de la sesión actual de simulación lo indique. En cualquier momento el instructor puede detener la simulación y devolverla al estado **FREEZE**. Durante el estado **FREEZE**, la situación del reactor y los parámetros desplegados en la interfaz pueden ser analizados. Sin embargo no se pueden efectuar operaciones en esta situación.

Algunos simuladores cuentan con la opción de reproducir los eventos ocurridos mediante el estado **REPLAY**.

Durante el estado **REPLAY** toda la simulación se lleva a cabo de nuevo y la interfaz es manejada igual que durante el estado **RUN** con la excepción de que no se admiten acciones de los usuarios.

Todas las operaciones son tomadas del logaritmo de acciones junto con sus marcas para que el usuario sea capaz de seguir sus operaciones en el cuarto de control. Se puede detener el estado **REPLAY** en cualquier momento, se vuelve al estado **FREEZE** y las operaciones reales pueden iniciarse entrando al estado **RUN** de nuevo.

Durante el estado **RUN** es posible si el software lo permite, acelerar el tiempo de simulación o alentarla. De igual manera se pueden tomar lecturas instantáneas del estado general del reactor.

[6]

2.4.3 Arquitectura de Simuladores

Los simuladores se conforman de las siguientes partes:

- Recursos de software del simulador: Éstos incorporan los programas modelo, los programas de control de la simulación, los registradores, los graficadores, el archivo y todo lo necesario para llevar a cabo la sesión de simulación.
- Interfaz y dispositivos: Una pantalla o pantallas que aparenten el equipo del cuarto de control con medidores, switches, botones, etcétera.

Para simuladores de alcance completo se incluyen además:

- Dispositivos de control tomados de la planta real: Dispositivos para tomar el control de la computadora, el sistema de vigilancia del núcleo y otros sistemas directamente de la planta.



Figura2-1. Simulador de alcance completo en réplica de cuarto de control

Una función que forma parte de la arquitectura de un simulador es la pre-programación de funcionamientos defectuosos. Para simuladores muy desarrollados todas las válvulas pueden tener fugas, todas las tuberías pueden romperse, todas las bombas pueden atascarse entre otras fallas específicas de los equipos. Pueden ser activadas de forma inmediata o en un instante dado o bien cuando una función lógica se vuelve “verdadera” (por ejemplo, Si la temperatura es mayor que... Y si el flujo es menor que... etc.)^[6]

2.5 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.

Se debe tomar 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. ^[5]

2.6 Simuladores de Propósito Académico del OIEA

El Organismo Internacional de Energía Atómica patrocina el desarrollo de simuladores de reactores nucleares que funcionan en computadoras personales y simulan las respuestas de algunos tipos de reactores durante su explotación y durante fallas en su funcionamiento.

Los simuladores constituyen instrumentos de capacitación para profesores universitarios e ingenieros que imparten temas de energía nuclear, y también se les facilitan directamente a estudiantes y científicos interesados en ampliar su comprensión del tema.

El organismo coordina el suministro o el desarrollo de esos programas de simulación y materiales de capacitación, patrocina cursos y talleres de capacitación, distribuye documentación y programas de computadora.

Desde 1997, se han celebrado diez talleres del OIEA en Viena, Egipto, Arabia Saudita, La República de Corea e Italia. En general se ha ofrecido capacitación y se han distribuido simuladores a más de 181 participantes de 42 países.

Entre los diferentes programas de simulación patrocinados por el OIEA existen cuatro que abarcan distintos tipos de reactores, incluidos los reactores de agua a presión (PWR), los reactores de agua en ebullición (BWR), y los reactores de agua pesada (HWR).

La aplicación de los programas de simulación se limita a proporcionar las características de respuestas generales de determinados tipos sistemas de reactores de potencia y no se prevé que se utilicen para fines específicos de la central, tales como el diseño, la evaluación de la seguridad, la concesión de licencias o la capacitación de los operadores. [7]

2.6.1 Demostradores en Clase de Reactores Avanzados (CARD)

Conocidos como CARD, en su forma abreviada, son un conjunto de simuladores centrales nucleares desarrollados por la Canadian Aviation Electronics (CAE) Ltd. El conjunto está integrado por simuladores de PWR, BWR Y HWR y funciona en una computadora personal clásica.

Los simuladores se fundamentan en principios básicos y están reproducidos al nivel de componente discreto. La lógica de control se basa en los diagramas elementales de la central, y se incorporan los modelos dinámicos de los circuitos hidráulicos de ésta. Los simuladores están totalmente calibrados respecto de los datos del diseño y de la central. [7]

Cada uno de los tres reactores se considera un "CARD". El paquete de los CARD actúa como un demostrador y no como un simulador de capacitación.

El paquete se ha reducido solo al software necesario para demostrar el comportamiento general de la central tal como se ve desde los sistema nucleares de alimentación de vapor, y reproduce todos los límites de este sistema para proporcionar la respuesta dinámica total.

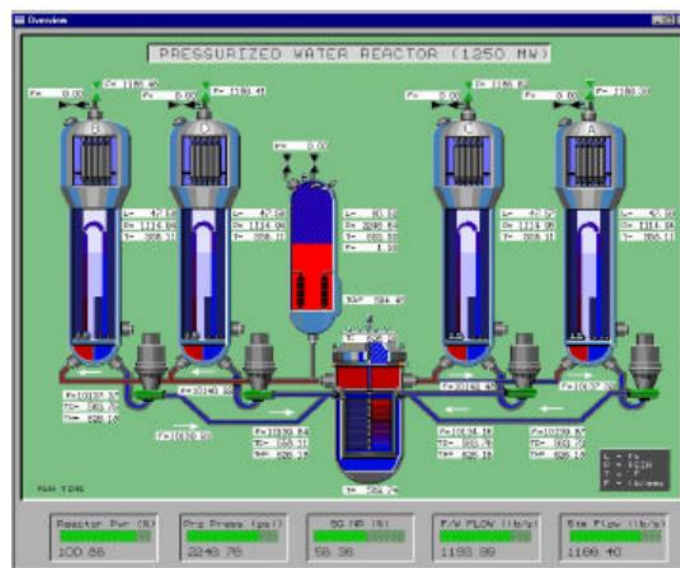


Figura 2-2. Visualización en computadora del circuito del refrigerante del PWR utilizado en el Demostrador de Reactor Avanzado para capacitación en la clase

2.6.2 Simulador de Reactor Avanzado

Este simulador fue desarrollado por tecnologías de microsimulación en EUA y funciona en una computadora personal típica. Representa los modelos de un PWR, un BWR y un HWR del orden de los 600 MWe. En el caso de los modelos de PWR, el simulador incluye centrales con generadores de vapor horizontales conforme a los diseños de la ex Unión Soviética, y un PWR de la próxima generación con características de seguridad pasiva.^[7]

El simulador funciona en tiempo real o acelerado y abarca el sistema nuclear de alimentación de vapor, la contención, los sistemas de control y los sistemas de seguridad. Se pueden seleccionar los defectos de funcionamiento y los parámetros para elaborar modelos de las condiciones de las bases de diseños normales y anormales, pertinentes a cada tipo de reactor. También se pueden simular condiciones ajenas a la base de diseño. El visualizador representa el sistema controlable en forma de pequeños paneles, cuyos principales componentes se muestran como iconos.

Se visualiza la situación del sistema de protección del reactor y el sistema activo de características de seguridad. El reactor se disparará automáticamente cuando las condiciones excedan cualquiera de los puntos establecido del sistema de protección del reactor. El símbolo correspondiente se pondrá rojo y se insertarán todas las barras de control.

Las variables de potencia pueden verse en los gráficos de “tendencias” a medida que la simulación avanza. Los gráficos se pueden imprimir al final de la simulación. El explotador puede decidir que los parámetros transitorios calculados queden registrados en los expedientes de potencia con miras a realizar un análisis detallado después de la simulación.

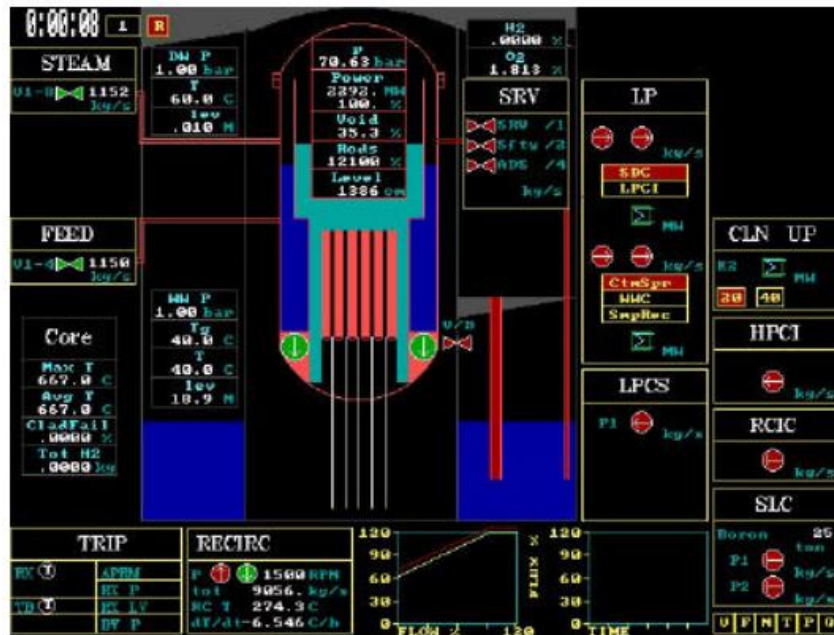


Figura 2-3. Pantalla de computadora del Simulador de Reactor Avanzado BWR, que funciona con una computadora personal clásica.

2.6.3 Simulador Compacto de Reactor CANDU-9

Este simulador, desarrollado por Cassiopeia Technologies Inc., tiene 16 pantallas de visualización interactivas que muestran todos los sistemas, subsistemas y sistemas de control y de seguridad de la central.

Cada una muestra, en los extremos superior e inferior del visualizador, 21 alarmas y señalizaciones de la central, la situación del simulador, así como las actividades y los parámetros más importantes de la central.

El simulador utiliza un enfoque orientado al objeto, y responde a las condiciones que suelen encontrarse durante la explotación de la central, y a las muchas situaciones de funcionamiento defectuoso. Cuando se visualiza toda la central, el circuito principal de transporte de calor, la presión y los sistemas de control del inventario se muestran como un circuito único. Se representan individualmente modelos de cuatro generadores de vapor. El control de la reactividad tiene una pantalla independiente que muestra los diagramas de control del límite y la situación de los tres dispositivos de control de la reactividad que están bajo el control del sistema de regulación del reactor. [7]

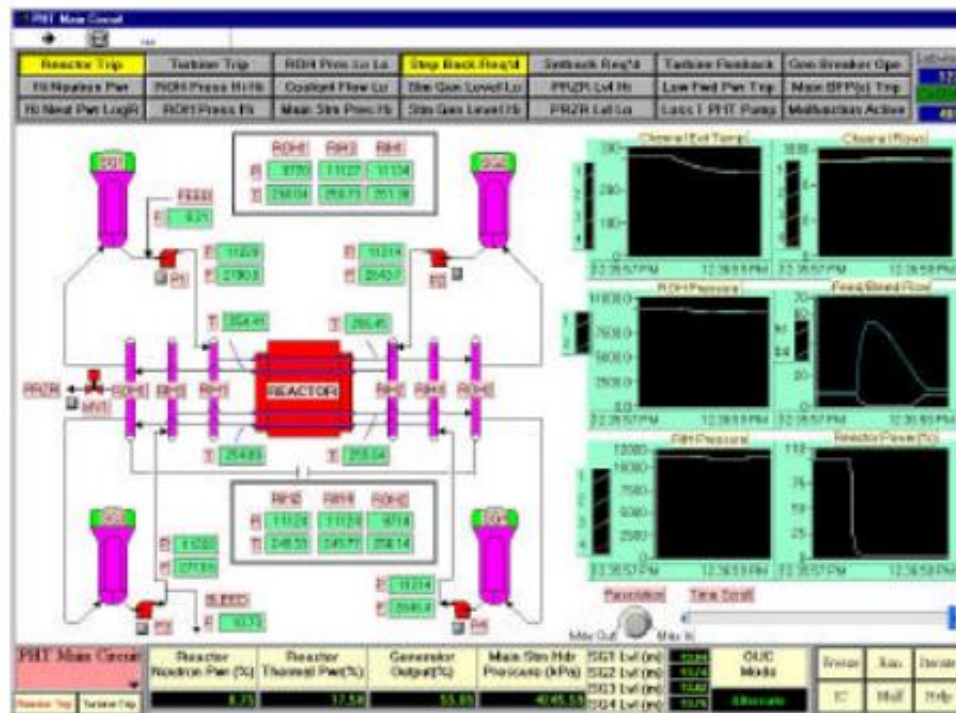


Figura 2-4. Visualización en computadora del simulador compacto de reactor CANDU-9.

2.6.4 Simulador Informático Compacto de VVER-1000

Este simulador, desarrollado por el Departamento de Reactores del Instituto Estatal Moscovita de Ingeniería Física, proporciona tres regímenes principales de trabajo: la preparación (configuración) de una sesión de simulación, el funcionamiento de los modelos, así como la visualización y el análisis de los resultados de la simulación. El simulador incluye ocho pantallas que muestran los principales sistemas tecnológicos, y representa el modelo de la operación normal y las situaciones anormales referentes a la respuesta de los sistemas de seguridad y las fallas del equipo.

El simulador se basa en un paquete de software integrado que proporciona un amplio conjunto de funciones que abarcan el desarrollo y funcionamiento de los complejos de simulación. El sistema proporciona las siguientes posibilidades: forma ordenada de almacenamiento y presentación de archivos de trabajo; fácil de funcionamiento de otros componentes; método sencillo para configurar las sesiones de simulación; y almacenamiento de los archivos de destino.

El combustible se representa en modelos de tres dimensiones y se proporciona un modelo termo-hidráulico homogéneo para el refrigerante del núcleo. El modelo cinético neutrónico se puede ejecutar 30 000 veces más rápido que en tiempo real, lo cual es muy útil para investigar los procesos de quemado de combustible y del xenón. También posee un modelo de un regulador de boro, útil para regular manualmente la concentración de boro durante un período largo. En el simulador también se puede desconectar el sistema regulación de la central y operarla en el modo manual. Se proporciona un proceso de vigilancia para evaluar el desempeño del aprendiz que utiliza el simulador. [7]



Figura 2-5. Visualización en computadora del simulador informático compacto de VVER - 1000.

3. SIMULADOR DEL REACTOR VVER-1000

3.1 Introducción al Simulador

La OIEA ha distribuido el software: WWER-1000 Reactor Simulator, diseñado para fines académicos, que contiene los componentes y variables esenciales de una planta nucleoelectrónica con reactor VVER-1000, para que cualquier usuario pueda familiarizarse con el funcionamiento en escenarios comunes como el arranque o disparo del reactor, operaciones de mantenimiento y fallas recurrentes en dispositivos entre otras.^[2]

La interacción entre el usuario y el Simulador está organizada a través de un conjunto de páginas de visualización. Las páginas de visualización imitan la instrumentación de los paneles de control, y facilitan instrumentos adicionales para el análisis de los dispositivos del panel de control (botones, switches, llaves) representados de forma simplificada y son operados por medio de paneles individuales en respuesta a las entradas que haga el usuario.

Se asume que el usuario está familiarizado con las características principales de los reactores nucleares térmicos así como los reactores de energía refrigerados y moderados por agua (WWER).

El Simulador puede ser utilizado para lograr varios tipos de objetivos de entrenamiento. Se presentan tres grupos de tareas de entrenamiento. Estos facilitan ejemplos de objetivos que se pueden conseguir con el Simulador de Reactor VVER-1000-

-Grupo 1: Demuestra diversos fenómenos físicos del núcleo del reactor que están destinados a la comprensión de la neutrones del núcleo.

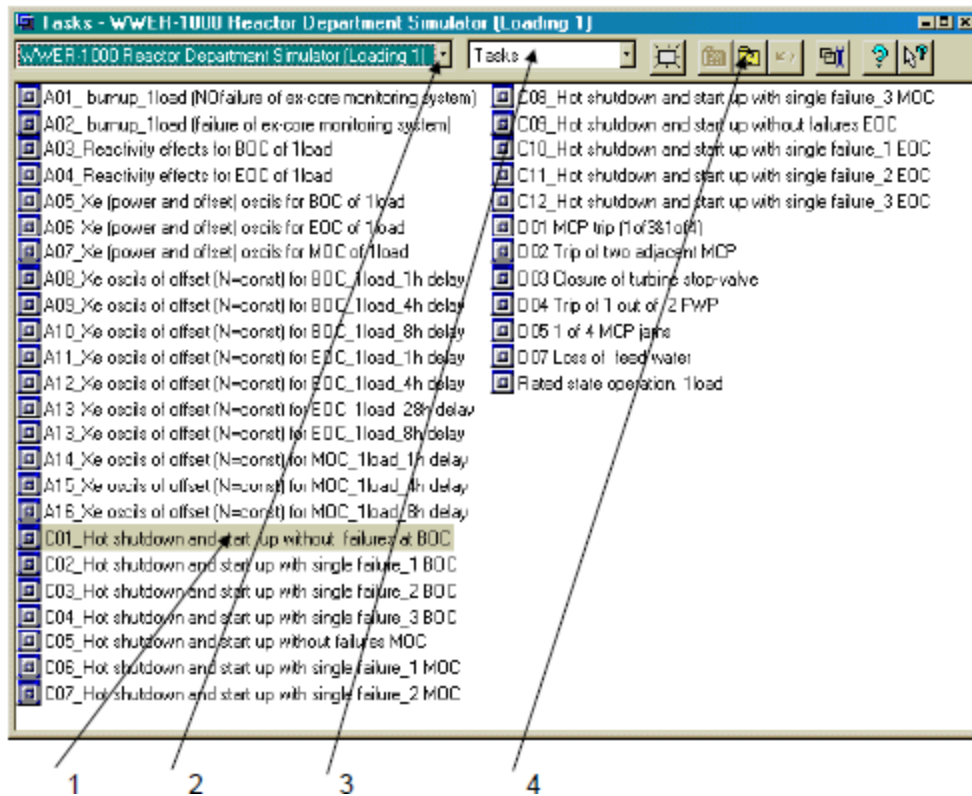
-Grupo 2: Proporciona la oportunidad de entrenar al usuario en habilidades de diagnóstico.

-Grupo 3. Demuestra varios transitorios y están destinados a que el usuario se familiarice con la experiencia de operación del VVER-1000.

La configuración del Simulador está destinada para propósitos educativos y de información y no debe usarse de para ningún tipo de entrenamiento de personal.

3.2 Inicio del Simulador

Al iniciar el Simulador aparece la Ventana de Tareas.



1. Lista de tareas de entrenamiento.
2. Selector de carga del núcleo: Carga 1 con bajo enriquecimiento y carga 5 con alto enriquecimiento.
3. Selector de tipo de archivo: Los tipos de archivo disponible son: Tareas, Paquetes, Protocolos, Condiciones Iniciales y Registros.
4. Barra de herramientas.

Figura 3-1. Ventana de tareas del simulador

Una vez que se selecciona una tarea, las páginas de visualización del Simulador se cargarán y la página de visualización CPS aparecerá en la pantalla. En la lista aparecen tareas que constan de eventos programados previamente basados en las fallas más comunes en este tipo de reactor.

Los mensajes del sistema aparecerán en la **Ventana de Mensajes**. Ésta puede ser minimizada.

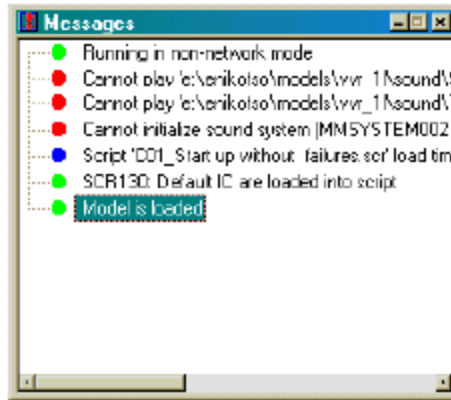


Figura 3-2. Ventana de mensajes

Una vez que la tarea de entrenamiento es seleccionada se cargará el modelo. El Simulador está listo para operar.

3.3 Funciones de la Simulación

Antes de ejecutarse se puede configurar la velocidad de la simulación, así como el momento de inicio o parada desde la Ventana de Control de la Simulación que se puede elegir en la barra de herramientas despliega en la parte superior de cualquiera de las páginas en curso.

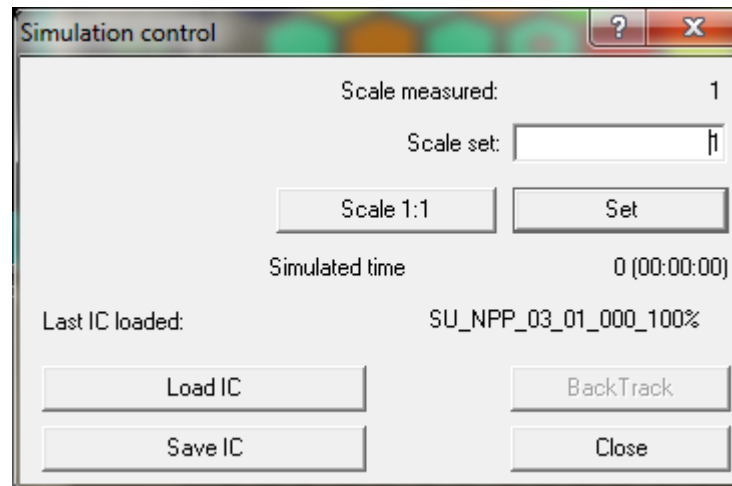


Figura 3-3. Ventana de control de la simulación

También se pueden cargar condiciones iniciales diferentes a las que vienen en cada tarea. La barra de herramientas también el tiempo de la simulación y el escalamiento del mismo.

Puede modificarse el curso de eventos de la tarea seleccionada .Una vez iniciada la simulación se pueden accionar los controles y mecanismos de las páginas de visualización. Entre las acciones que pueden realizarse se encuentran:

- Introducción y extracción de un banco de barras de control (CR, por sus siglas en inglés) por medio de la llave de bancos CR.
- Introducción y extracción de las CR individuales por medio de la llave de CRs individuales.

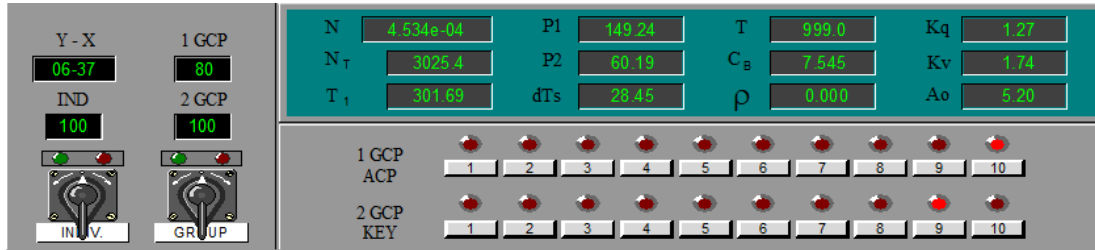


Figura 3-4. Panel de selección y llaves para introducción o extracción de barras de control

- Desbloqueo de señales de la página de Enunciadores (TAB) para quitar las prohibiciones o acciones ejecutados por los sistemas de protección.



Figura 3-5. Señales de protección de emergencia y botones para bloqueo

- Encendido y apagado de bombas.



Figura 3-6. Panel de operación de bombas

- Apertura y cierre totales de válvulas motorizadas.

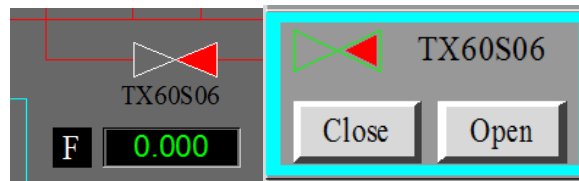


Figura 3-7. Panel de control de válvulas

- Configuración de control remoto o automático de las válvulas de control automático (ACV por sus siglas en inglés)
- Apertura y cierre totales o posicionamiento intermedio de ACVs.

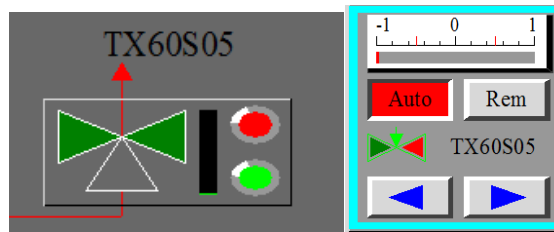
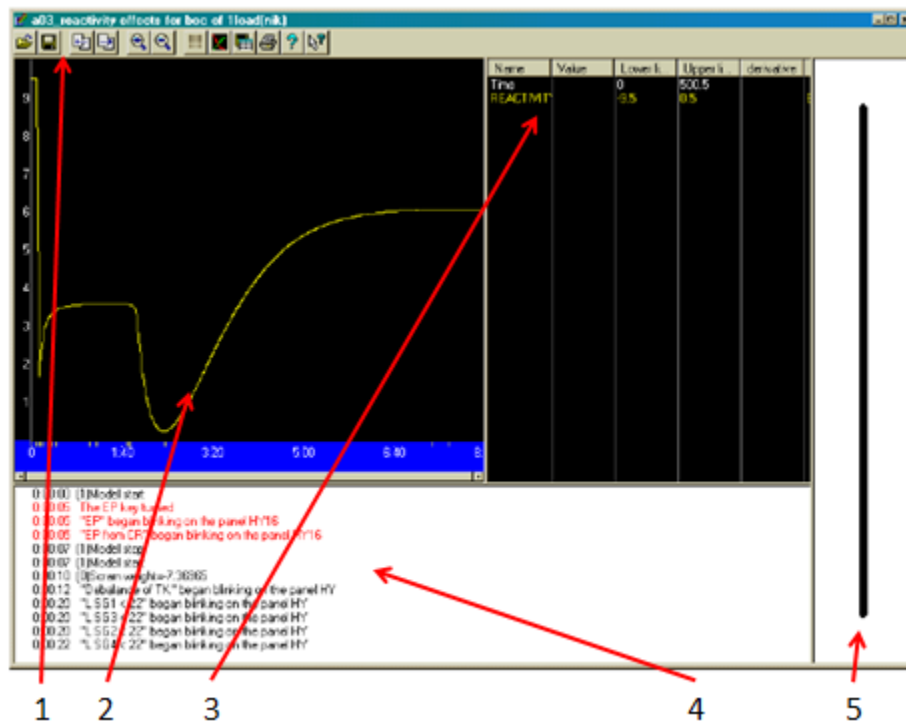


Figura 3-8. Panel de control de válvulas motorizadas

3.4 Análisis de Protocolo.

El Visor de Protocolo permite ver y analizar los resultados de la simulación. La ventana de protocolo incluye los siguientes componentes.



1. Barra de Herramientas
2. Diagrama de gráficas
3. Variables mostradas
4. Ventana de mensajes
5. Trayectoria de entrenamiento.

Figura 3-9. Ventana de visor de protocolo en el simulador

La barra de herramientas contiene botones para varias funciones. Cada botón en la barra tiene una punta de herramientas. Sus principales funciones son las siguientes.

- Abrir y guardar el protocolo
- Hacer zoom in y zoom out
- Seleccionar variables para que se muestren en el diagrama
- Guardar datos en el archivo de texto
- Imprimir la gráfica

Se pueden elegir las variables para que se analicen en el visor. A la derecha del diagrama se encuentra la descripción de los parámetros de las gráficas. Ésta incluye el nombre de la variable, su valor, los límites superior e inferior en el eje Y y su descripción.

La ventana de mensajes contiene la lista de los eventos ocurridos durante la sesión de entrenamiento. La lista incluye los siguientes tipos de eventos:

1. Inicio y parada del Simulador.
2. Aparición de señales de enunciador
3. Cambios en el estado del equipo. Por ejemplo, arranque y parada de bombas, apertura y cierre de válvulas, etc.
4. Aceleración del modelo.
5. Valores de parámetros, definidos en el script.

La línea de trayectoria de entrenamiento muestra la linealidad de la simulación.

3.5 Páginas de Visualización del Simulador

El Simulador cuenta con un total de diez páginas de visualización. Éstas son:

1. Página de Control de la Reactividad (CPS),
2. Página de Enunciadores (TAB),
3. Página del Circuito de Circulación Primario (1C),
4. Página del Sistema de Alimentación y Purga (TK),
5. Página del Sistema de Soporte de Procesos (TQ),
6. Página del Sistema de Enfriamiento de Agua de Extracción (TF),
7. Página del Circuito de Circulación Secundario (2C),
8. Página de Tendencias (GRP),
9. Página de Parámetros del Núcleo del Reactor (PAR),
10. Página del Diagrama en Tercera Dimensión (3D).

En todas las páginas las lecturas de la instrumentación se presentan en las siguientes unidades.

- Flujo másico t/h
- Presión kg/ cm²
- Temperatura °C

- Concentración g/kg
- Posición (válvulas) [0...1]
- Radioactividad % Δ K/K

Se aplica la siguiente nomenclatura para la distinción de componentes e instrumentación:

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

Así YA12T01 es el indicador de temperatura en el sistema TA línea 12, YB40L14 es el nivel en el tanque (SG) en el sistema YB en línea, etc.^[2]

3.5.1 Página de Control de Reactividad (CPS)

Ésta es la página principal del Simulador. En ella se muestra el equipo de control de reactividad presente en el Simulador, los parámetros del núcleo y parámetros de elementos individuales de combustible, y la distribución en ensambles de parámetros del núcleo.

Los parámetros generales del reactor se muestran bajo el diagrama de elementos. Éstos son:

- N potencia neutrónica (%)
- Nt potencia térmica del reactor (MW)
- T1 temperatura promedio del circuito primario (°C)
- P1 presión en la vasija del reactor (kg/ cm²)
- P2 presión en el circuito secundario (kg/ cm²)
- Tdel Temperatura margen de ebullición (°C)
- T periodo del reactor (sec)
- Cb concentración de boro (g/kg)
- P reactividad (% Δ K/K)
- Ao Diferencia de flujo axial (%)
- Burn Valor de quemado de combustible (MW*day)
- Kq Coeficiente de no uniformidad elementos combustibles (FAs por sus siglas en inglés)
- Kv Coeficiente de escasez de no uniformidad

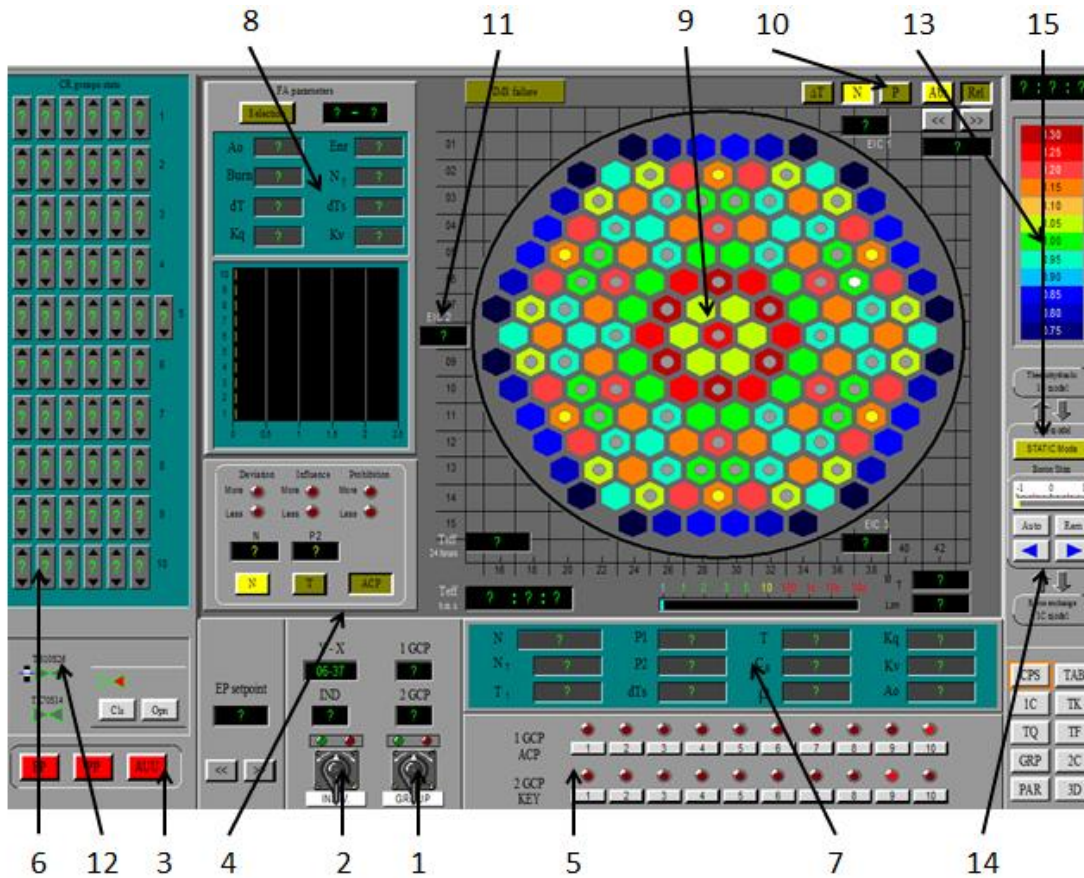
La distribución axial de la liberación relativa de energía en un elemento combustible así como los parámetros de un elemento combustible individual se muestran en la parte izquierda del diagrama de elementos. Los parámetros de FAs que se muestran son:

- Ao offset axial en FA (%).
- Burn Valor de quemado de combustible (MW*day)
- Δt diferencial de temperaturas de entrada y salida (°C)
- Kq Coeficiente de no uniformidad de elementos combustibles
- Enr Enriquecimiento de combustible (%²³⁵U)
- Nt Potencia térmica de FA (MW)
- Tdel Temperatura margen de ebullición (°C)
- Kv Coeficiente de escasez de no uniformidad

Alrededor del diagrama de elementos, se muestran tres cámaras ionizantes fuera del núcleo (EIC). En el lado derecho de la pantalla hay una escala de colores. Ésta cambia de acuerdo al parámetro seleccionado para mostrar en el diagrama.^[2]

Las válvulas presentes en la parte inferior izquierda de la pantalla pueden operarse por medio de paneles de control localizados cerca de las válvulas. Abrir la válvula superior deriva en la inyección de boro al circuito principal. Abrir la válvula inferior resulta en la dilución de boro con agua pura. Éstas son las mismas válvulas presentadas en la página TK.

El control de ajuste de boro funciona cuando existe intercambio de boro entre el modelo del núcleo y el modelo del circuito primero está desconectado. Es posible fijar el controlador de ajuste de boro en modo automático o manual (AUTO o REM).



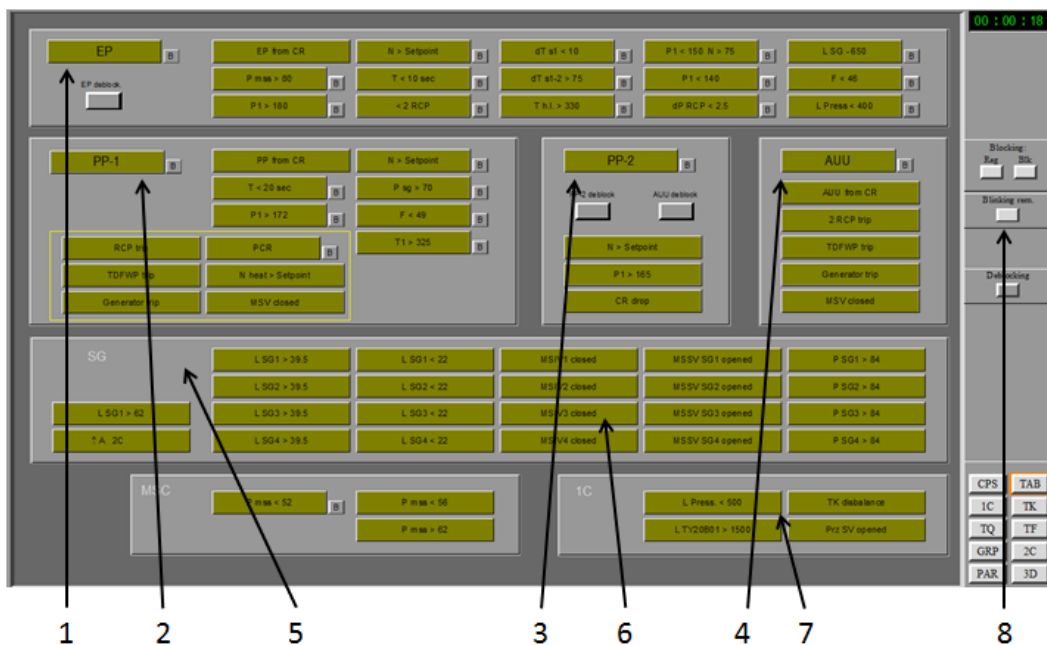
1. Llave de operación de bancos de barras de control
2. Llave de operación de barras de control individuales
3. Llaves del sistema de protección del reactor
4. Controlador automático de potencia (ACP)
5. Selectores de dos grupos de bancos CR
6. Panel de posición de barras de control
7. Parámetros globales del reactor.
8. Parámetros individuales de los elementos de combustible
9. Distribución axial de la liberación de energía relativa en el elemento de combustible.
10. Parámetros mostrados en el esquema de elementos del núcleo. Entre ellos:
 - N Potencia neutrónica del elemento combustible
 - P Potencia térmica del elemento combustible
 - Dt Diferencia de temperatura entre entrada y salida en los elementos combustibles.
11. Cámaras ionizantes fuera del núcleo
12. Válvulas reguladoras de boro con panel de control
13. Escala de color
14. Conexión entre modelos matemáticos: Núcleo del reactor, termohidráulico y de boro
15. Botón del modelo de estática de neutrones

Figura 3-10. Página de control de la radioactividad (CPS) en el simulador

3.5.2 Página de Enunciadores (TAB)

En la página de enunciadores se encuentran todas las señales de los sistemas de protección preventiva divididos en seis grupos. Mientras el simulador está operando, si alguna de las señales se genera, la caja en el panel comenzará a parpadear en amarillo. Por ejemplo, si la presión en la vasija del reactor es mayor a 164 atm, la caja P1>165 en el panel PP-2 comenzará a parpadear.

Las señales activan mecanismos de protección correspondientes a cada sistema. En algunos casos dichos mecanismos prohíben parcialmente la operación del simulador, así que es necesario bloquear las señales para continuar modificando la operación. La pantalla permite bloquear todas las señales en los grupos EP, PP-1, PP-2, AUU así como bloquear señales individuales de cada grupo. [2]



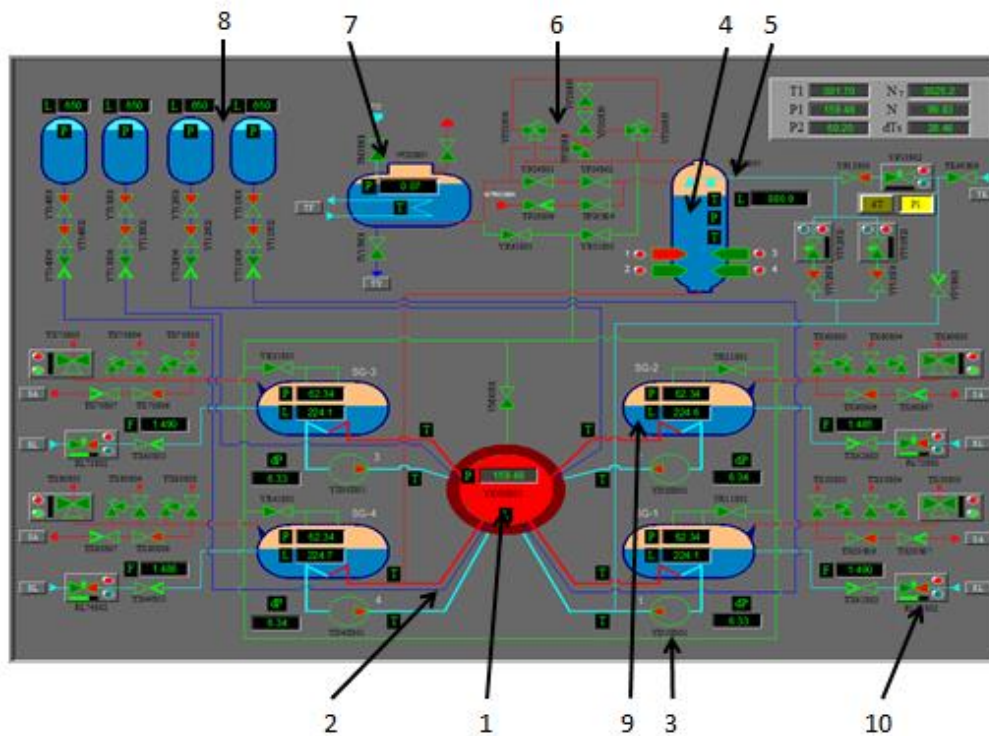
1. Grupo de señales de la protección de emergencia (EP).
2. Grupo de señales de la protección preventiva 1 (PP-1).
3. Grupo de señales de la protección preventiva 2 (PP-2).
4. Grupo de señales de la descarga acelerada de unidades (AUU).
5. Grupo de señales de los generadores de vapor (SG).
6. Grupo de señales del colector de vapor principal (MSC).
7. Grupo de señales del circuito primario (IC)
8. Panel de desbloqueo de señales.

Figura 3-11. Página de enunciadores (TAB) en el simulador

3.5.3 Página del Circuito de Circulación Primaria (1C)

En esta página se muestran los componentes del sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS por sus siglas en inglés), así como los paneles de operación y control de los mismos.

Bajo condiciones normales de operación, todos los controles automáticos están en modo automático. Los controladores automáticos a modo manual para modificar ciertos parámetros.



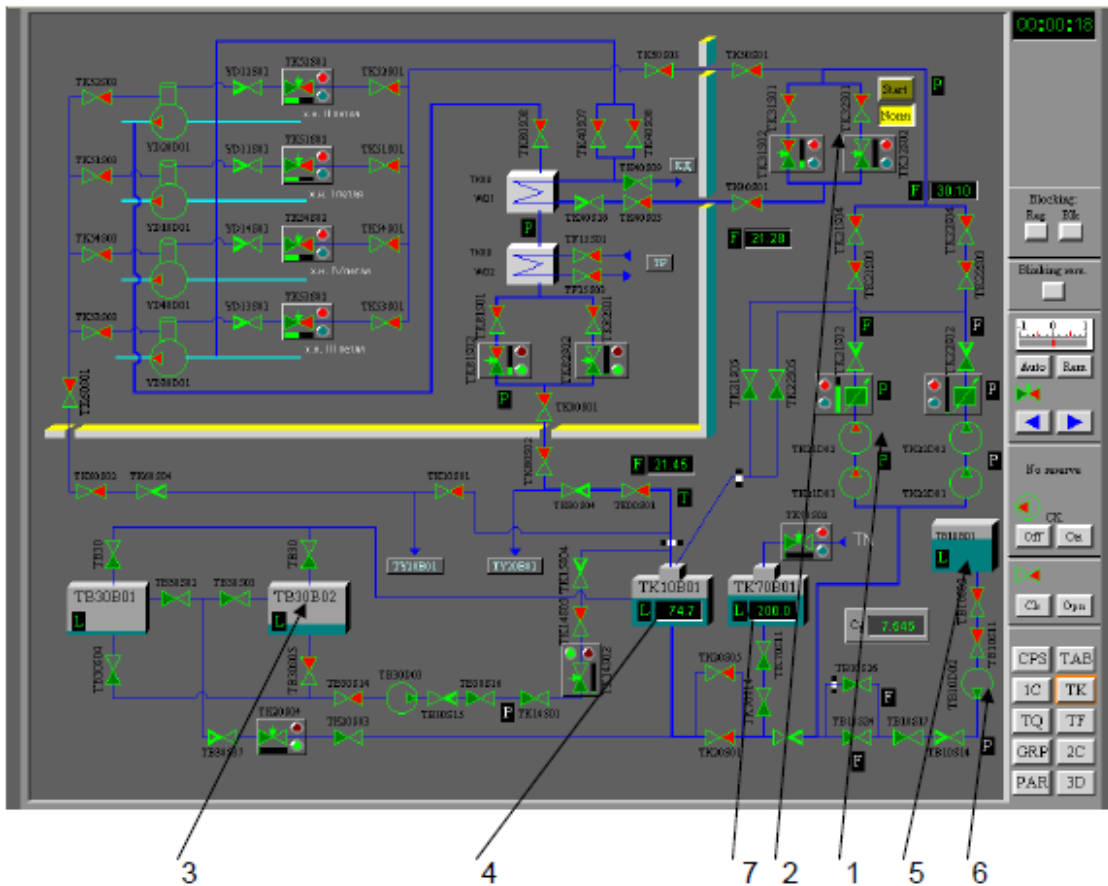
1. Vasija del reactor
2. Cuatro lazos de circulación con la pierna caliente remarcada en rojo y la pierna fría remarcada en azul
3. Bombas de circulación principales
4. Presurizador con control automático de la presión del circuito y cuatro grupos de calentadores eléctricos
5. Líneas de rocío del presurizador
6. Válvulas de seguridad y alivio del presurizador
7. Condensador de burbujas de emergencia para vapor vertido por la vasija del reactor, el presurizador y los generadores de vapor.
8. Parte a alta presión del Sistema de enfriamiento del núcleo de emergencia, incluyendo cuatro líneas y cuatro tanques de almacenamiento de agua a alta presión.
9. Cuatro generadores de vapor (boilers horizontales)
10. Válvulas motorizadas de control de nivel de SGs.

Figura 3-12. Página en el circuito primario (1C) en el simulador

3.5.4 Página del Sistema de Alimentación y Purga (TK)

En ésta se presentan los siguientes sistemas:

1. Sistema de alimentación del circuito primario
2. Sistema de purga del circuito primario
3. Sistema de alimentación y dilución del concentrado de boro.



1. Línea de agua de alimentación del circuito primario
2. Control automático del nivel del presurizador
3. Tanques de almacenamiento de refrigerante primario
4. Tanque de almacenamiento de agua limpia.
5. Tanque de almacenamiento de concentrado de boro
6. Bomba de alimentación de concentrado de boro
7. Desaireador de purga

Figura 3-13. Página del sistema de alimentación y purga (TK) en el simulador

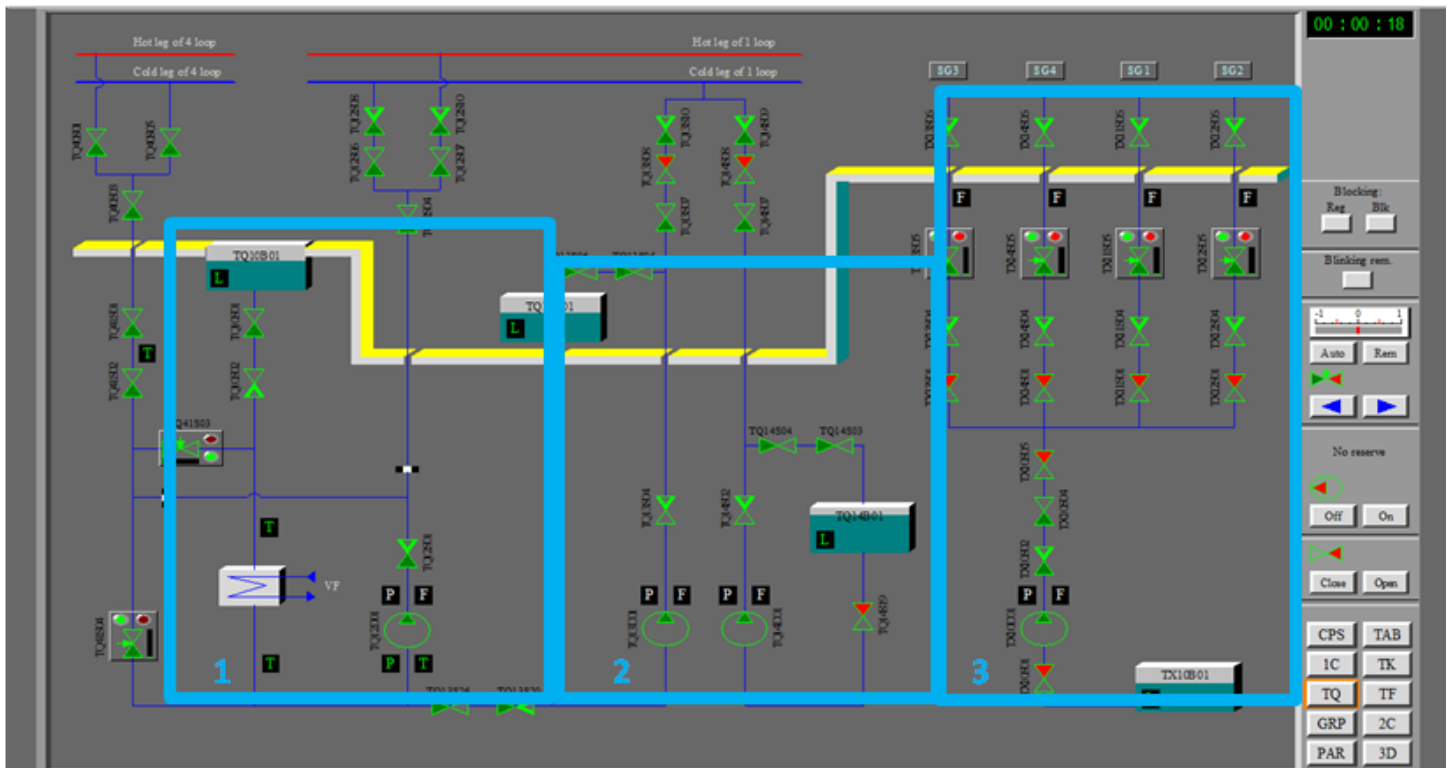
La pared amarilla en la pantalla en la pared de contención. El equipo debajo de la pared está instalado fuera de la contención.

3.5.5 Página de los Sistemas de Soporte de Procesos (TQ)

La pantalla muestra el equipo de tres diferentes sistemas presentes en el simulador. Éstos son:

- Sistema de enfriamiento del circuito primario: Consta de un intercambiador de calor, una bomba y dos controladores automáticos. Está conectado al sistema de alimentación de concentrado de boro.
- Sistema de alimentación de concentrado de boro: Consta de dos tanques de concentrado, uno a baja presión y uno a alta presión dentro y fuera de la contención respectivamente.
- Sistema de control de nivel de generadores de vapor auxiliares: Consta de un tanque de almacenamiento de agua, una línea con bomba, cuatro líneas individuales para los cuatro generadores y cuatro controladores automáticos^[2]

La pared amarilla es la pared de contención. El equipo debajo de la pared está instalado fuera de la contención.



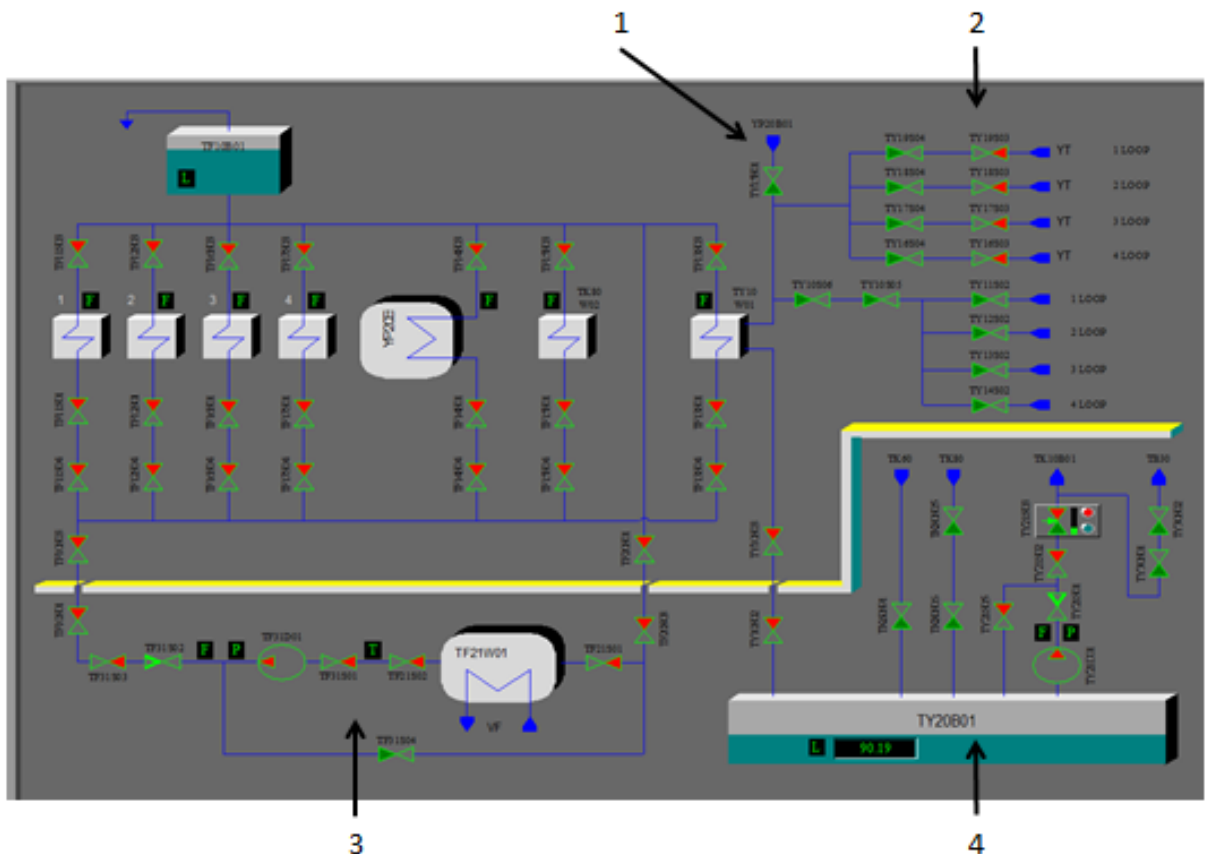
1. Sistema de enfriamiento del circuito primario
2. Sistema de alimentación de concentrado de boro.
3. Sistema de control de nivel en los generadores de vapor

Figura 3-14. Página de los sistemas de soporte de procesos (TQ) en el simulador

3.5.6 Página del Sistema de Enfriamiento de Agua de Extracción (TF)

Como su nombre lo indica, la página contiene los sistemas que llevan a cabo el enfriamiento del refrigerante primario extraído. Tiene dos principales componentes

- Sistema de enfriamiento del drenaje del circuito primario: Mediante intercambiadores de calor se reduce la temperatura del refrigerante proveniente de los cuatro lazos primarios y el condensador de burbujas antes de que llegue a los desmineralizadores. [2]
- Tanque de almacenamiento de agua drenada/tren de bombeo: Deposito para el control del volumen de refrigerante, des que aspiran las bombas de carga o de inyección a alta presión hacia el circuito primario.

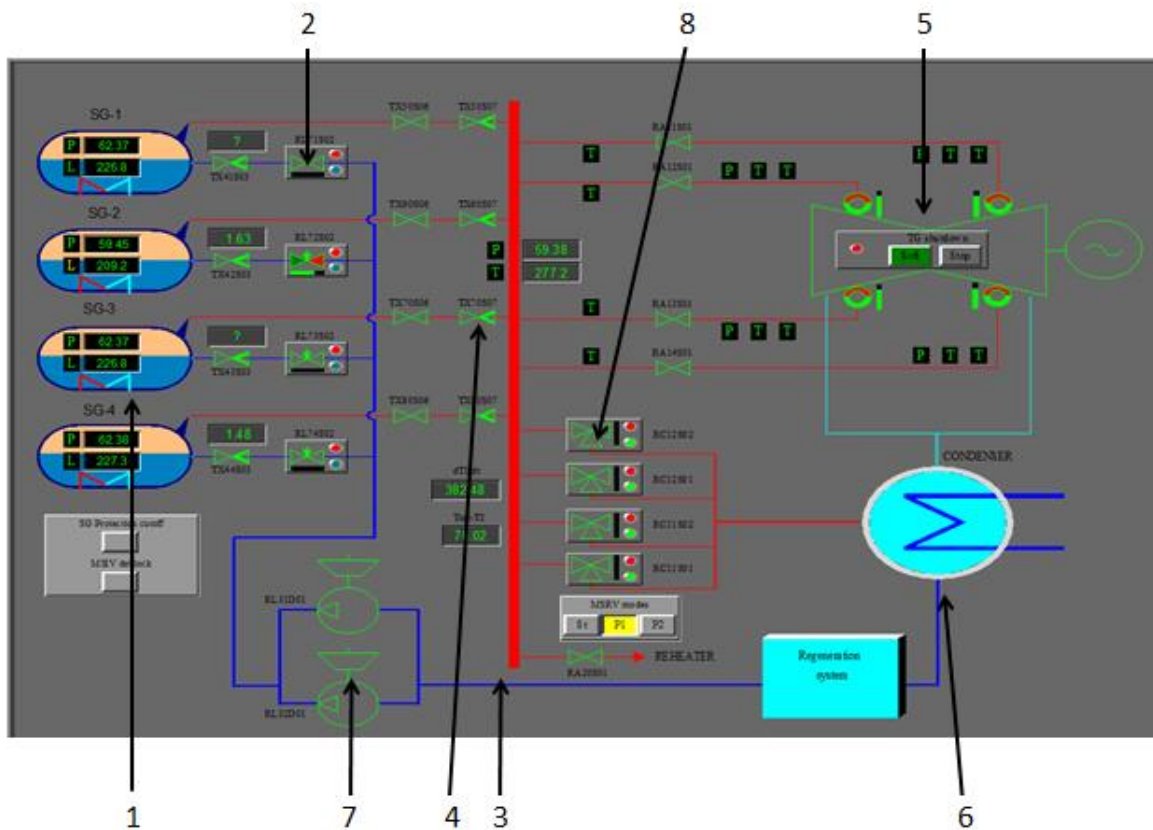


1. Línea proveniente del condensador de burbujas
2. Líneas provenientes desde los lazos del reactor
3. Intercambiadores de calor
4. Tanque de almacenamiento de agua drenada

Figura 3-15. Página del sistema de extracción de agua de enfriamiento (TF) en el simulador

3.5.7 Página del Circuito Secundario (2C)

La página muestra el equipo principal del circuito secundario presente en el Simulador. Éste incluye:



1. Cuatro generadores de vapor (boilers horizontales)
2. Válvulas motorizadas de control de nivel de SGs
3. Colector de vapor principal.
4. Cuatro válvulas de vapor principales
5. Turbina y generador
6. Sistema de condensado principal
7. Dos bombas de alimentación de SG
8. Cuatro válvulas de alivio de vapor principales (MSRV)

Figura 3-16. Página del circuito secundario (2C) en el simulador

3.5.8 Página de Tendencias (GRP)

Esta pantalla muestra dos gráficas de los principales parámetros simulados. El eje horizontal representa el tiempo de simulación, el eje vertical representa el parámetro seleccionado. Se pueden seleccionar 7 parámetros para cada una de las gráficas.

El eje vertical de cada gráfica se puede ajustar para corresponder a los valores máximo y mínimo de los parámetros durante en segmento de tiempo indicado en el eje horizontal. Es posible también guardar la información de la gráfica en un archivo de texto en ASCII.

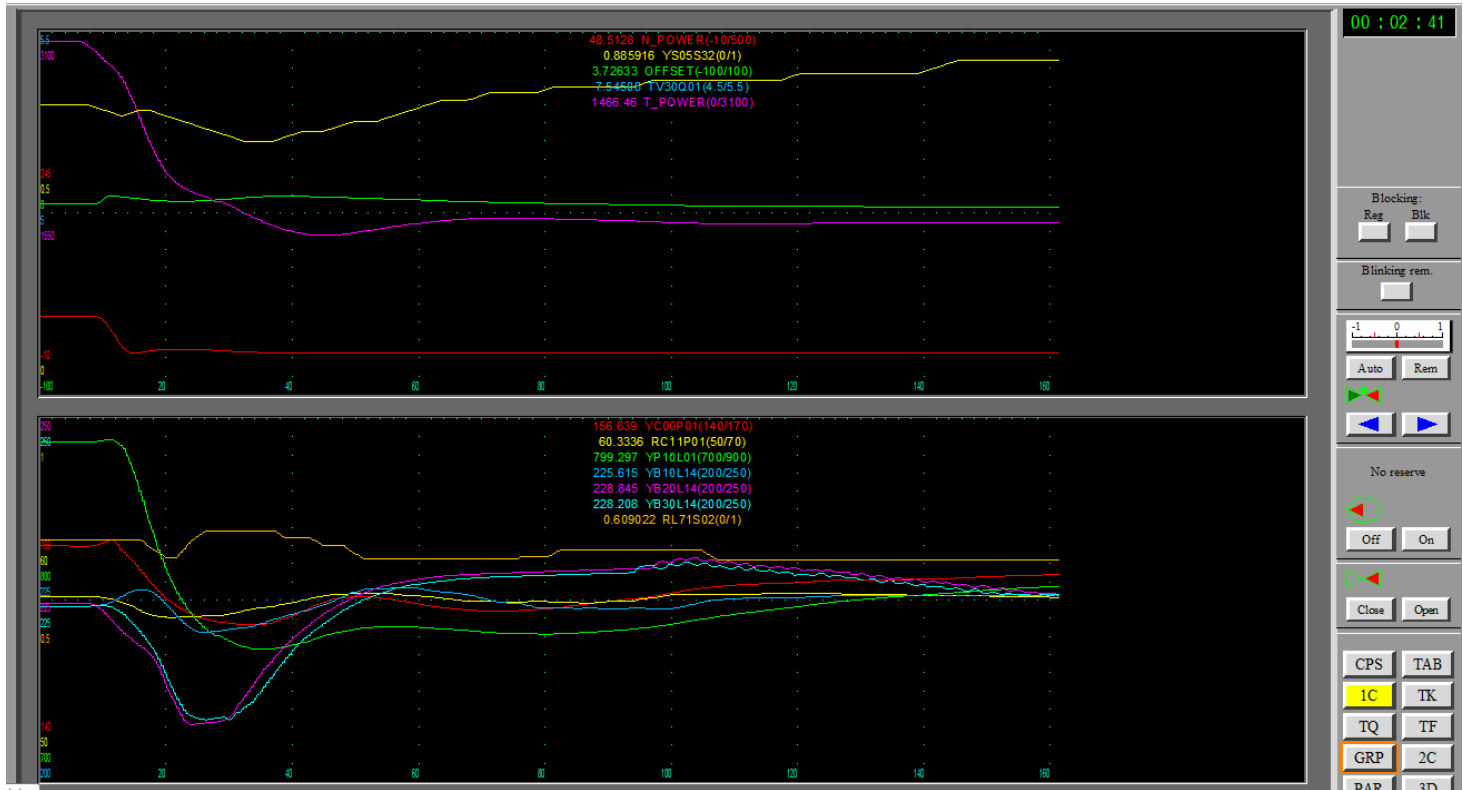


Figura 3-17. Página de tendencias (GRP) en el simulador

3.5.9 Página de parámetros del núcleo del reactor (PAR)

Esta página muestra la distribución de elementos para ocho parámetros simulados del núcleo del reactor:

- Nt Liberación de potencia de los elementos combustibles (MW),
- KQ Potencia relativa de los elementos combustibles (%).
- dT Diferencia de temperatura del refrigerante entre la entrada y salida de los elementos combustibles (°C),
- Tout Temperatura del refrigerante a la salida de los elementos combustibles (°C),
- dTs Margen de ebullición en los elementos combustibles (°C),

- ENR Enriquecimiento de combustible ($\%^{235}\text{U}$),
- BUR Quemado de combustible ($\text{Mw}\cdot\text{day}/\text{T}$),
- OFF Diferencia de flujo axial (%).

Los valores máximo y mínimo para el parámetro seleccionado se iluminan de rosa y verde respectivamente. Las coordenadas del FA aparecen en la esquina inferior derecha de la pantalla. En la esquina superior derecha de la pantalla se presentan los siguientes cuatro parámetros:

- Nn Potencia neutrónica del reactor (%)
- Nt Potencia térmica del reactor (Mw)
- Cb Concentración de boro del circuito primario (g/kg)
- P1 Presión en el circuito primario (Pa).

El botón LOSS OF SYMMETRY debe usarse cuando hay deterioro importante de los parámetros, razón por la cual dejan de tener una distribución simétrica.

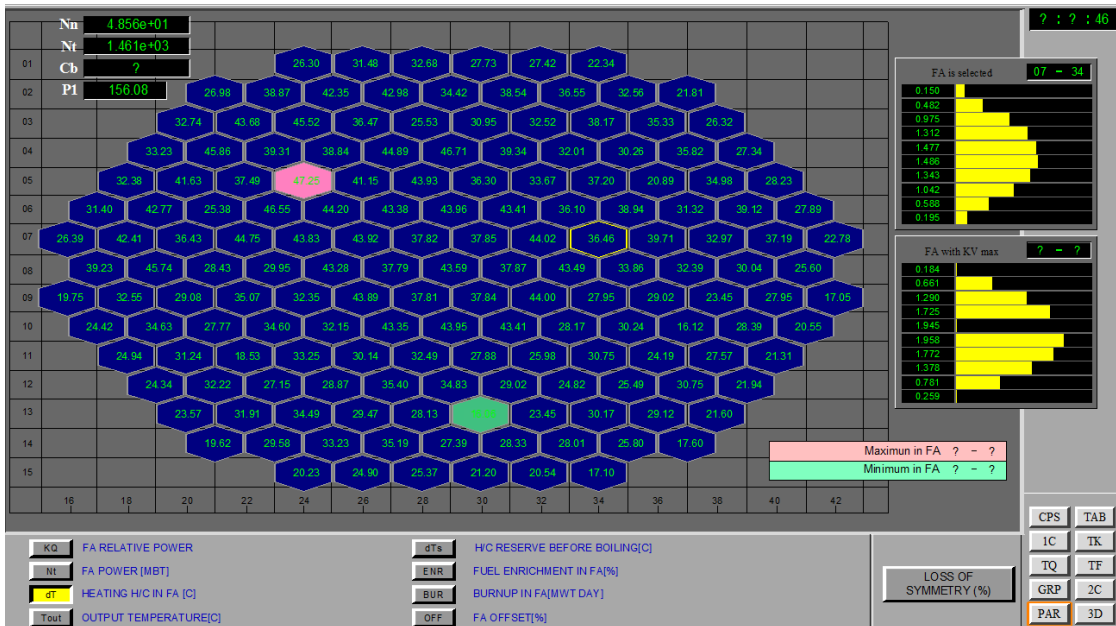


Figura 3-18. Página de parámetros del núcleo del reactor (PAR) en el simulador

3.5.10 Página de Diagrama en Tres Dimensiones (3D)

Esta página muestra el diagrama en tres dimensiones para ocho parámetros simulados del reactor. Presionando los botones de la parte superior de la pantalla se despliegan los siguientes parámetros en el diagrama 3D:

- Nt Liberación de energía del elemento combustible
- KQ Potencia relativa del elemento combustible
- dT Diferencia de temperatura del refrigerante entre la entrada y salida de los elementos combustibles ($^{\circ}\text{C}$),

- Tout Temperatura del refrigerante a la salida de los elementos combustibles (°C)
- dTs Margen de ebullición en los elementos combustibles (°C)
- ENR Enriquecimiento de combustible (%²³⁵U)
- BUR Quemado de combustible (Mw*day)
- OFF Diferencia de flujo axial (%).

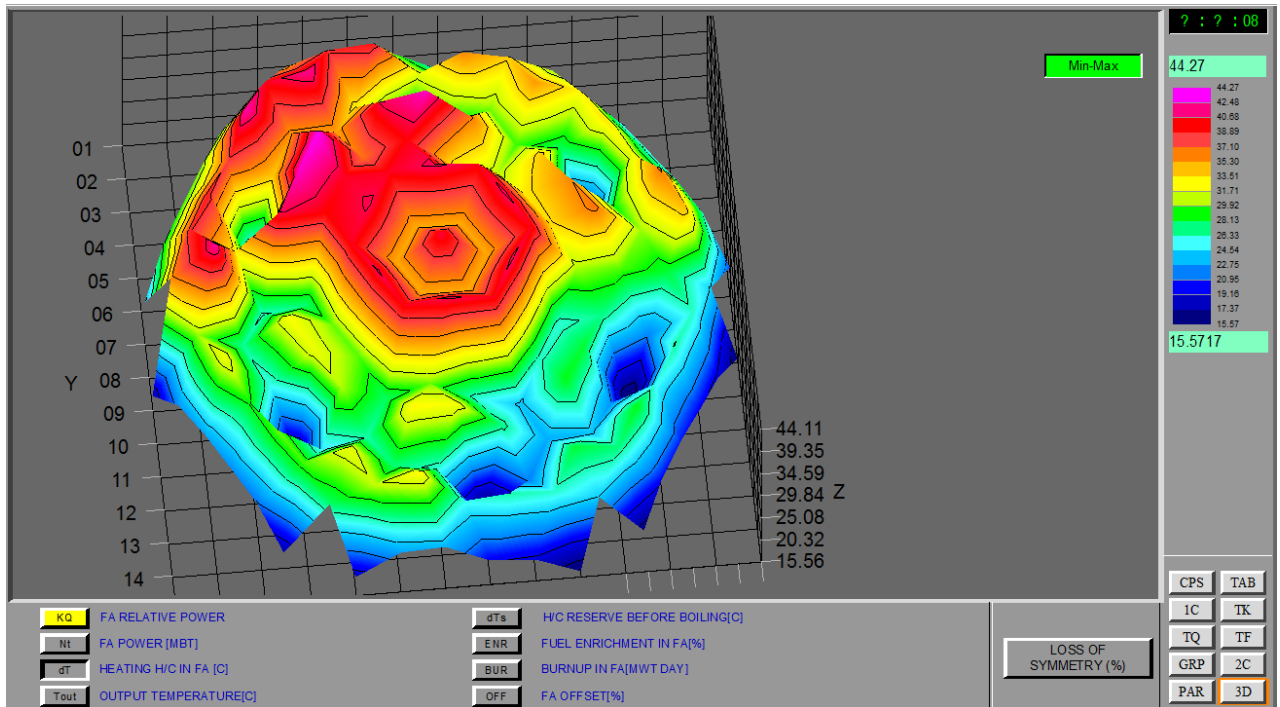


Figura 3-19. Página de diagrama en tres dimensiones (3D)

4. FUNCIONES DEL SIMULADOR

El Simulador cuenta con tareas programadas basadas en las fallas más comunes en una planta con reactor VVER-1000. El manual del Simulador incluye ejercicios recomendados en los que el usuario opera el programa durante la simulación de una tarea específica. Estos ejercicios resultan de gran utilidad para observar la respuesta de los equipos con y sin intervención de un operador. A continuación se enlistan los ejercicios que son de interés para el presente trabajo.

Se sabe que la repentina pérdida de suministro eléctrico a los equipos y por lo tanto de la capacidad de enfriamiento de sistemas fueron características de los incidentes que conformaron el accidente nuclear de Fukushima. La elección de las tareas se realizó en base a esto.

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

Esta tarea ilustra la respuesta del reactor en caso de obstrucción en el impulsor de la bomba de refrigerante principal del lazo #1.

Se inicia eligiendo la tarea "D05 1of 4MCP jam". En la simulación, los equipos funcionan de manera normal hasta el segundo 30, que es cuando ocurre la obstrucción. A partir de este momento la diferencia de presión de la bomba cae por debajo de los 2.5 [kg_f/cm²]. Por otro lado se activa la protección EP del reactor (scram) y aparecen las señales correspondientes en la página de enunciadores (TAB).

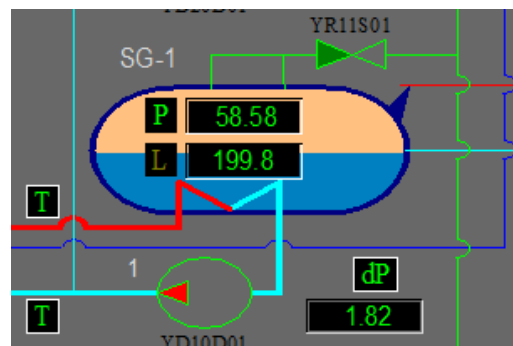


Figura 4-1. Obstrucción de MCP (YD10D01), decremento en el nivel del SG-1

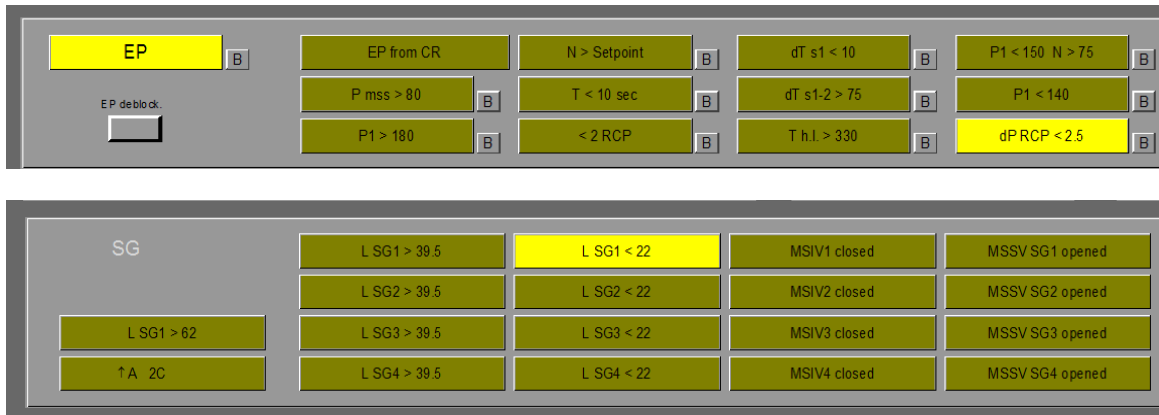


Figura 4-2. Señales de protección de emergencia (TAB)

4.1.1 Aplicación de Bloqueo de Señales

Utilizando la función de bloqueo de señales de protección se puede observar la respuesta de los sistemas de protección si no llegase a activarse la señal de scram.

Se observa como las válvulas de control del nivel de los SGs se encienden hasta que el SG1 vuelve a un nivel estable. Se observa también que el grupo #10 se introduce parcialmente en la vasija para disminuir la potencia neutrónica hasta el 65% de la potencia nominal. El presurizador ayuda a estabilizar la presión en la vasija.

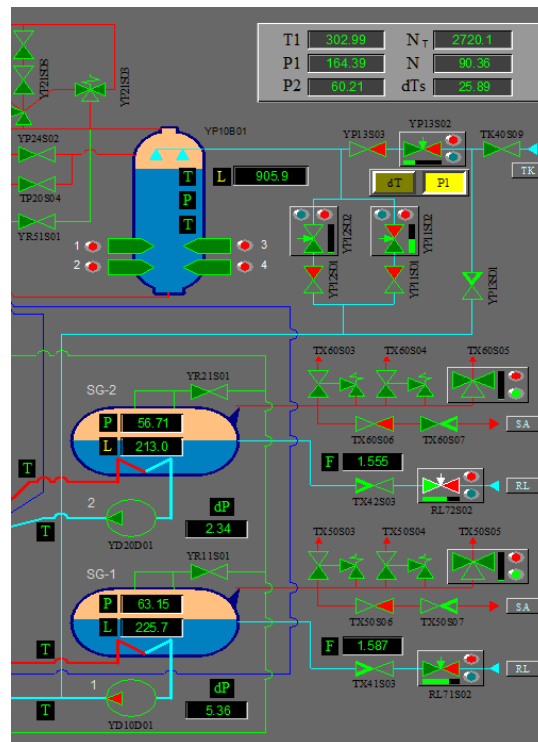
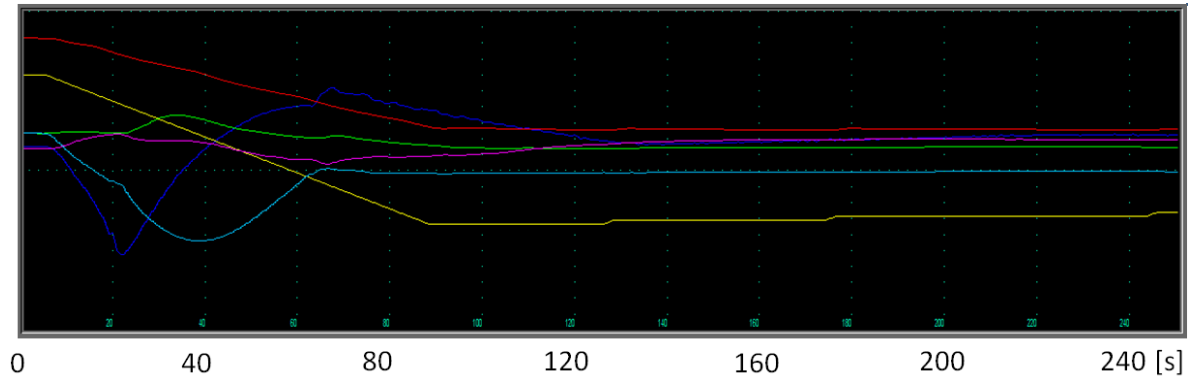


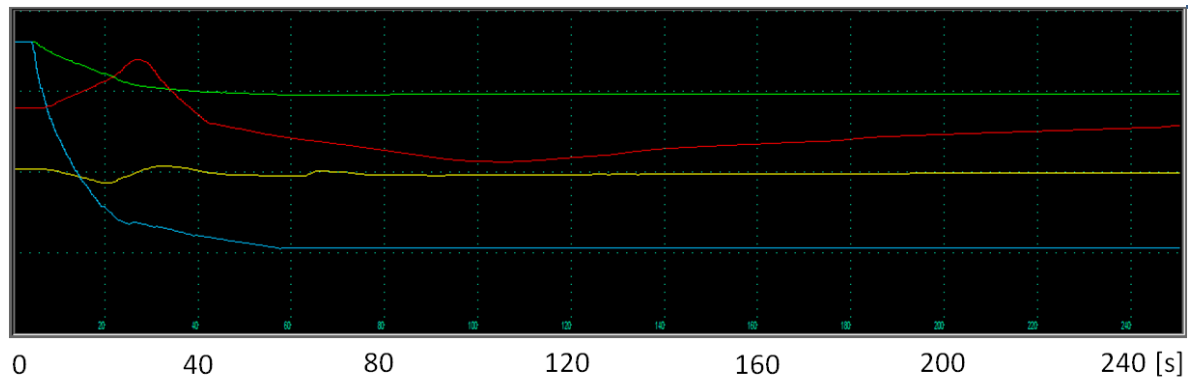
Figura 4-3. Presurizador estabilizando la presión en la vasija

Gráfica 4.1.1



	tiempo [s]	250
■	Potencia neutrónica [%]	65.5849
■	Posición de banco CR 10 [%]	0.369012
■	Presión en SG-1 [kg/ cm ²]	61.467
■	Presión en SG-2 [kg/ cm ²]	59.9349
■	Nivel en SG-1 [mm]	225.905
■	Nivel en SG-2 [mm]	226.708

Gráfica 4.1.2



	tiempo [s]	250
■	Presión en el reactor [kg/ cm ²]	157.583
■	Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	59.9126
■	dP de RCP-1 [kgf/ cm ²]	5.19734
■	dP de RCP-2 [kgf/ cm ²]	1.84952

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

Este ejercicio se lleva a cabo con el reactor en operación normal a plena potencia. El cierre de la MSIV es manual y posteriormente los sistemas actúan conforme a ello.

Una vez cerrada la MSIV se encenderá la señal “MSIV 1 closed” en la página de enunciadores TAB y posteriormente en la parada de la RCP correspondiente al lazo 1.

La potencia neutrónica disminuye hasta el 66%. Mientras tanto, la presión en el SG del lazo 1 se incrementa hasta alcanzar este punto debido a que ya no hay flujo a través de él.

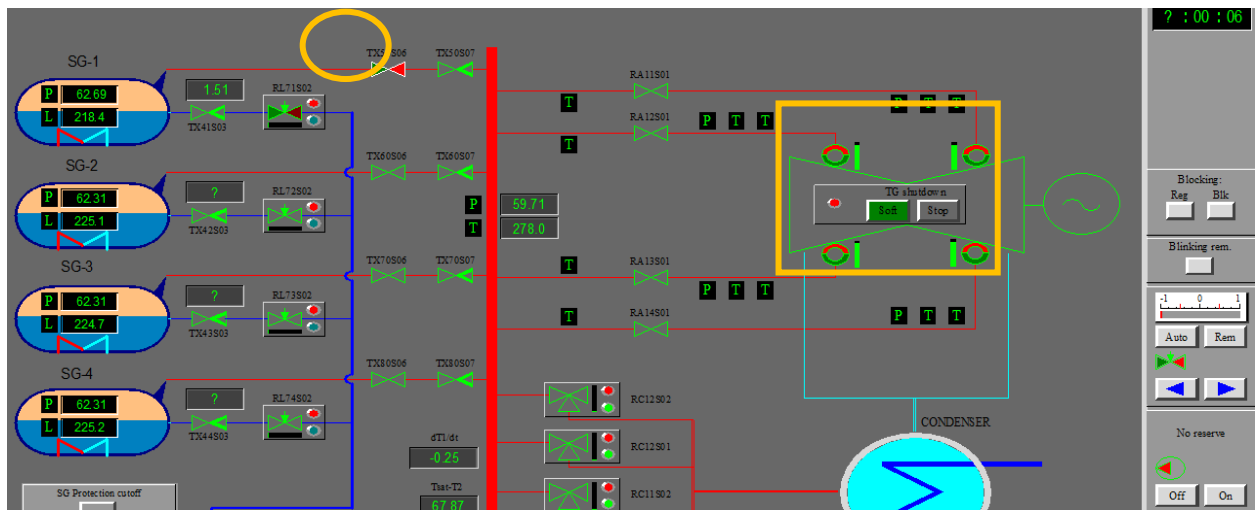


Figura 4-4. Cierre de MSIV (TX50S06) y ajuste de válvulas gobernadoras de la turbina (RA11S03).

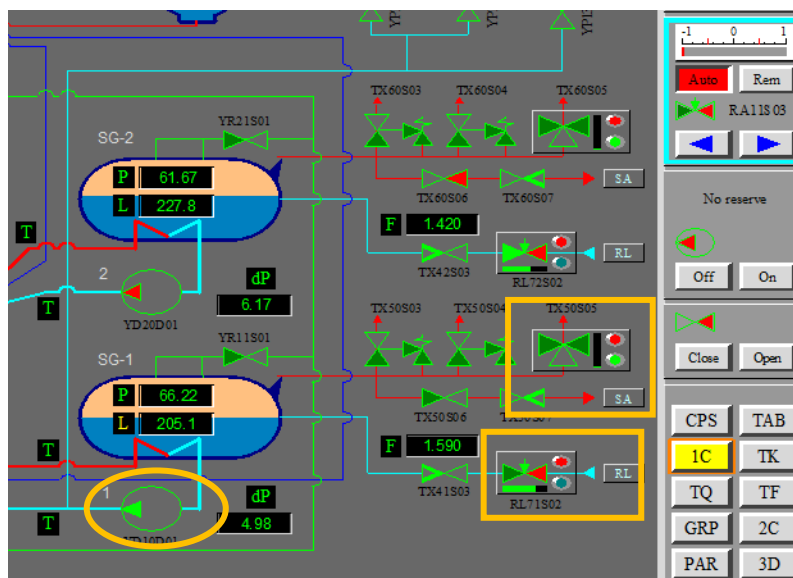


Figura 4-5. Parada de la MCP 1 (YD10D01), apertura de válvula de alivio a la atmósfera (TX50S05), cierre de línea de agua de alimentación (RL71S02).

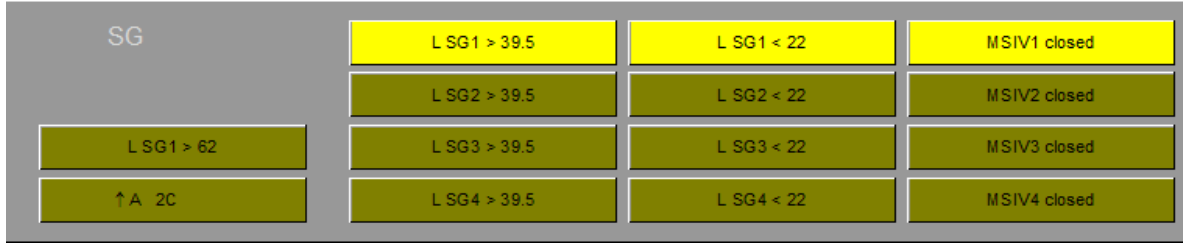
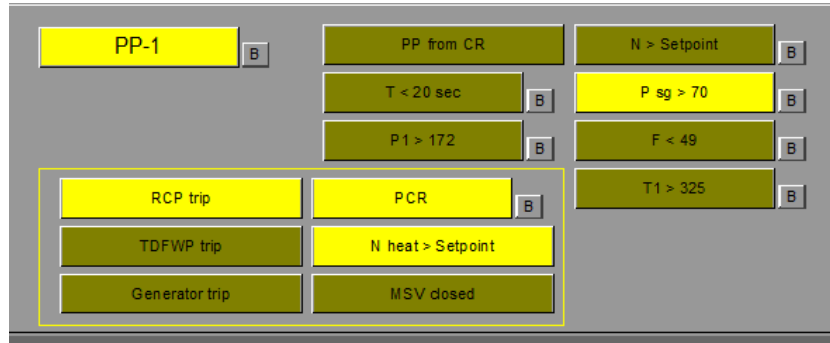


Figura 4-6. Señales de protección (TAB)

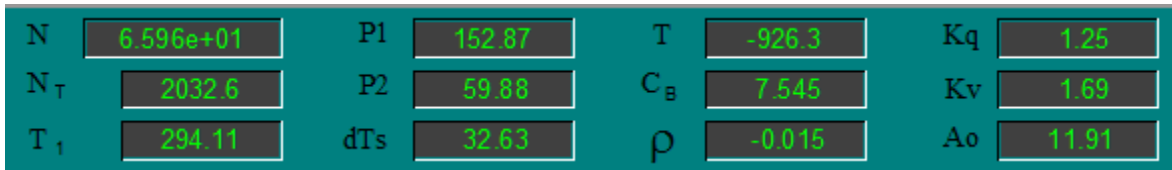
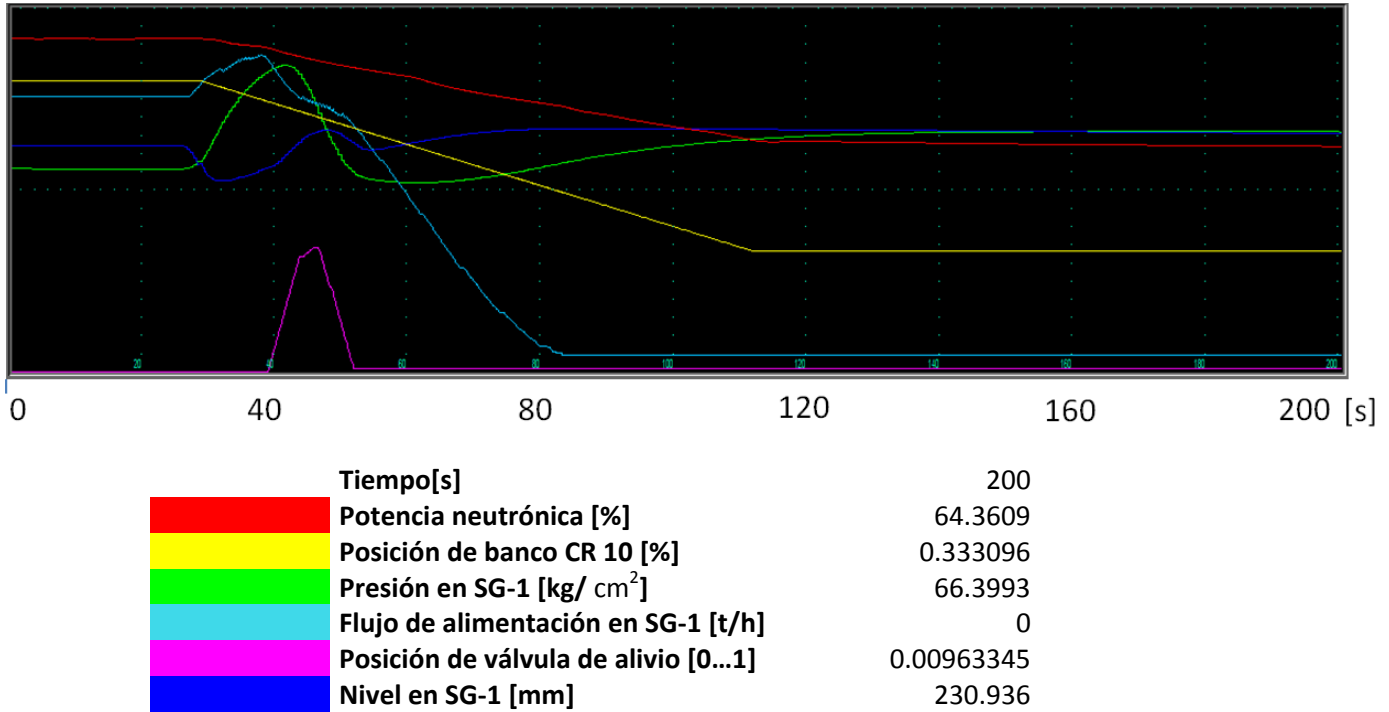
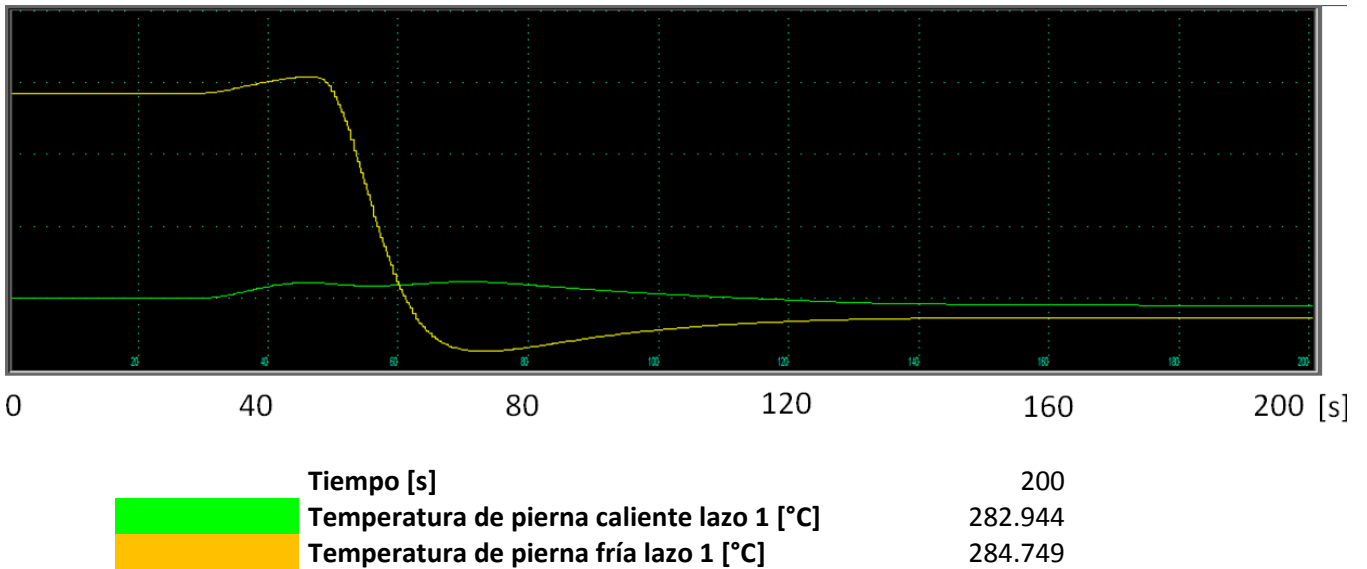


Figura 4-7. Disminución de la potencia neutrónica al 66% (CPS)

Gráfica 4.2.1



Gráfica 4.2.2



En la primera gráfica se observa cómo se incrementa la presión en el SG-1 por encima de los 73 [kg/ cm²], que es el valor determinado de apertura de la válvula de alivio. Una vez que la presión se estabiliza la válvula se cierra nuevamente. Se observa también la disminución de la potencia neutrónica y la introducción del banco CR 10 al núcleo.

4.3 Parada de Bomba de Refrigerante Principal #2 (MCP-2)

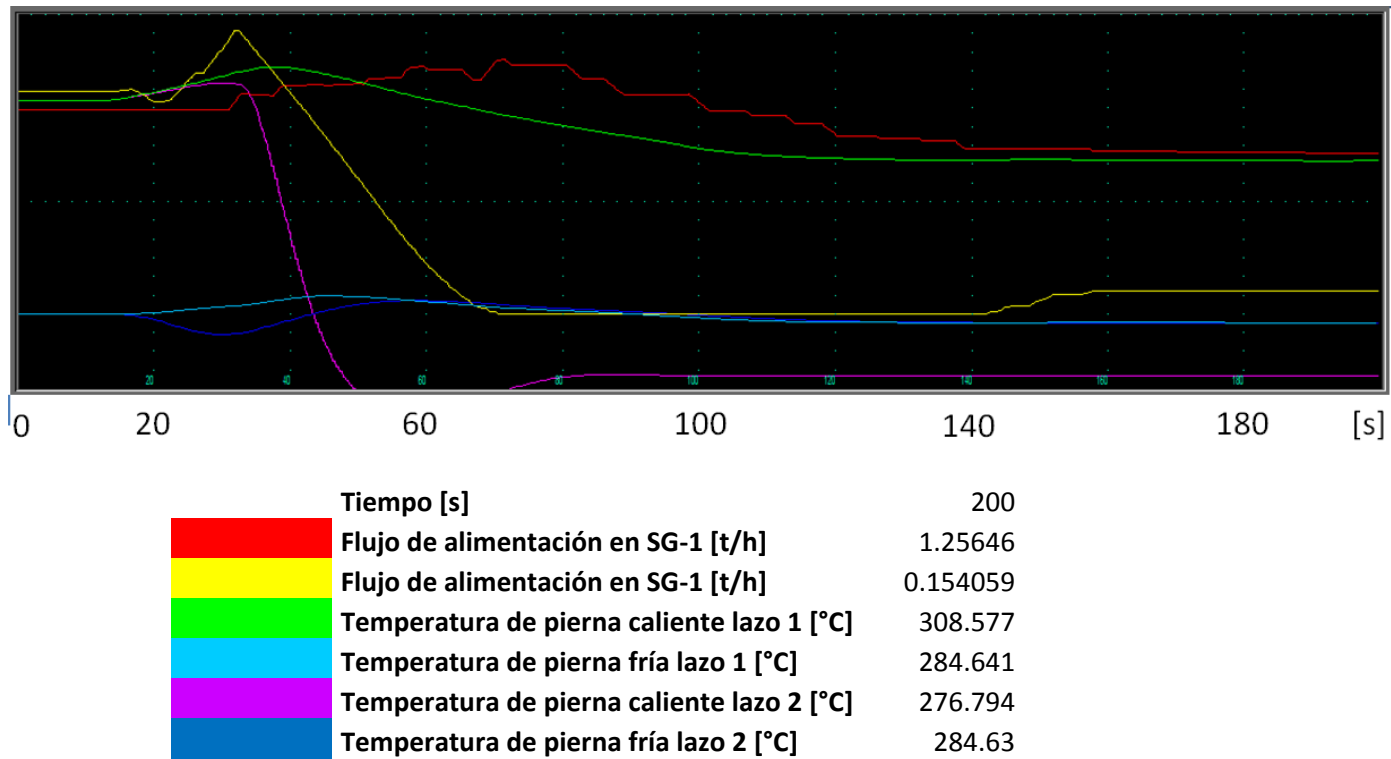
En ese ejercicio se apaga manualmente la RCP-2 sin discriminación de señales, es decir, permitiendo que los mecanismos de emergencia actúen de forma normal. Es similar al ejercicio en el punto 4.1, pero en esta ocasión se devolverá el reactor al 100% de potencia.

Dado que es un ejercicio de más complejidad, se enlistan los eventos y una breve descripción, así como la pantalla donde pueden visualizarse.

Tiempo	Descripción del evento	Pantalla de visualización
0 segundos	Se apaga la RCP-2 manualmente. De inmediato se enciende la señal de emergencia "MCP trip" en la página (TAB)	1C, TAB
5 segundos	El controlador de la potencia del reactor (ROM) comienza a disminuirla hasta llegar hasta 66%. El banco CR #10 comienza a introducirse al interior del núcleo.	CPS
20 segundos	El nivel del SG-2 decrece por debajo de los 215 cm. La válvula reguladora RL72S02 se enciende.	1C
30 segundos	En este punto se puede apreciar la distorsión en el diagrama 3D como pérdida en la simetría de los colores	3D
80 segundos	El nivel en el SG-2 aumenta más por encima de 230 cm.	1C
110 segundos	La potencia del reactor alcanza el 61% de su capacidad. El banco CR #10 se encuentra 25% fuera del núcleo.	CPS
5 minutos	Parámetros como la potencia del reactor, la presión en el circuito primario y en el colector principal de vapor son estables en este punto.	CPS, 1C, 2C

En la siguiente gráfica se puede observar la parte transitoria del ejercicio. La temperatura de la pierna caliente en el lazo #2 decrece rápidamente hasta ser menor que la de la pierna fría lo cual puede ser indicio de cambio de dirección en el flujo.

Gráfica 4.3.1



Una vez que se ha completado la estabilización de parámetros como la potencia del reactor, la presión en el circuito primario y en el colector principal de calor se puede volver al 100% de potencia.

4.3.1 Regreso al 100% de Potencia

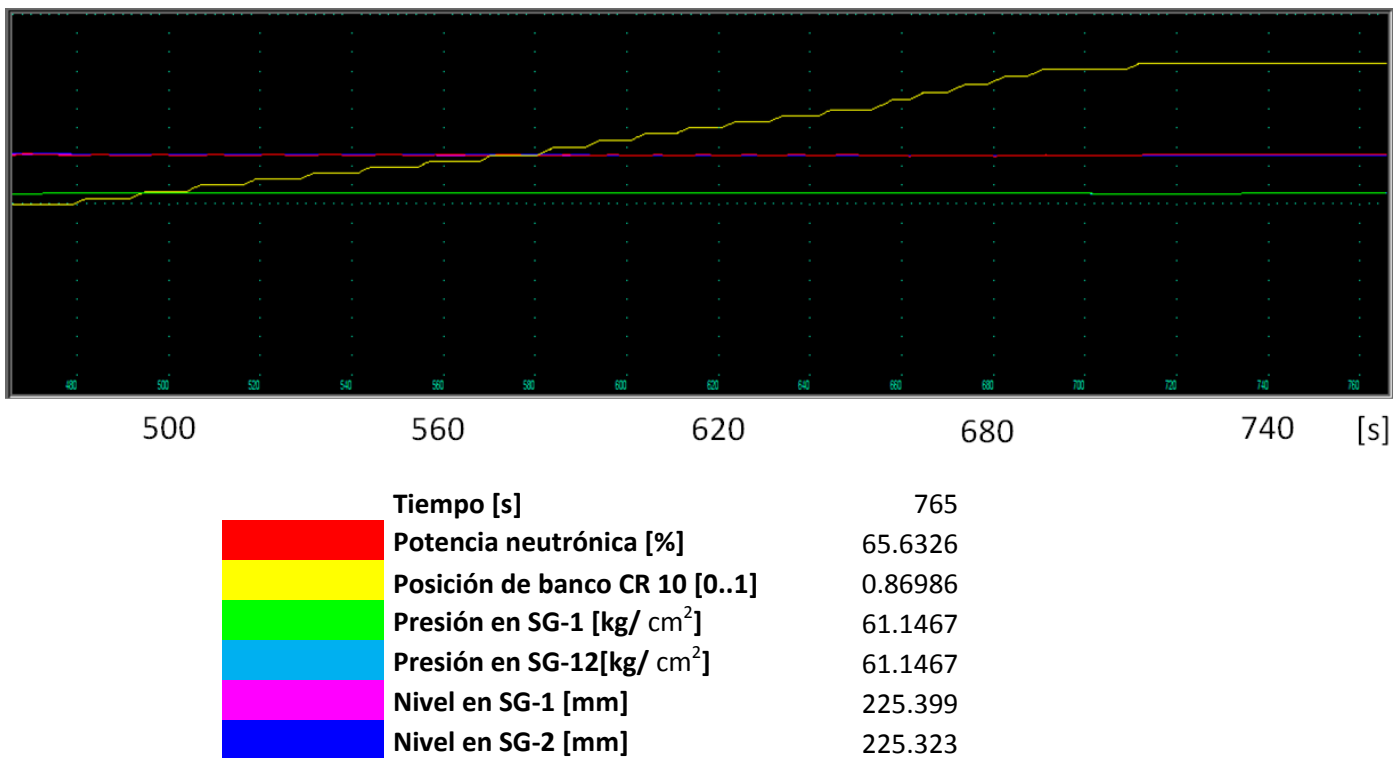
Al igual que en la primera parte se enlistan los pasos para devolver el reactor al 100% de potencia.

5 minutos o el punto en que son estables los mencionados parámetros	<ul style="list-style-type: none"> -Desbloquear las señales de emergencia que se hayan encendido. -Reiniciar la RCP-2 manualmente, esperar a que los parámetros del lazo 2 sean estables. -Revisar la concentración de boro del circuito primario (TV30Q01=7.54) -El controlador automático de potencia (ACP) debe regresar el banco CR 10 a una posición entre 75 y 80%. Para conseguir esto se debe encender la bomba y las válvulas que transportan el concentrado de boro hacia el circuito primario, apagarla posteriormente cuando el banco CR 10 haya llegado al 75% de su posición 	<p>TAB</p> <p>1C</p> <p>CPS</p> <p>CPS</p> <p>TK</p>
---	--	--

Aproximadamente 17 minutos	-Se comienza a incrementar la potencia en el reactor. Para ello debe desactivarse el ACP y abrirse las válvulas que llevan agua pura al circuito primario para diluir el refrigerante. Se recomienda acelerar la simulación 10 veces ya que el incremento de potencia es lento.	CPS TK
1 hora con 30 minutos	-Para este momento, la potencia ya se encuentra a 99% y se puede detener la dilución del refrigerante. Se enciende de nuevo el ACP para mantener el valor de potencia neutrónica ajustando la posición de los bancos CR	CPS TK

Conforme se va añadiendo boro al refrigerante principal el ACP va extrayendo el banco CR 10. La presión en los SGs se estabiliza al igual que sus niveles ya que se ha reiniciado la RCP.

Gráfica 4.3.2



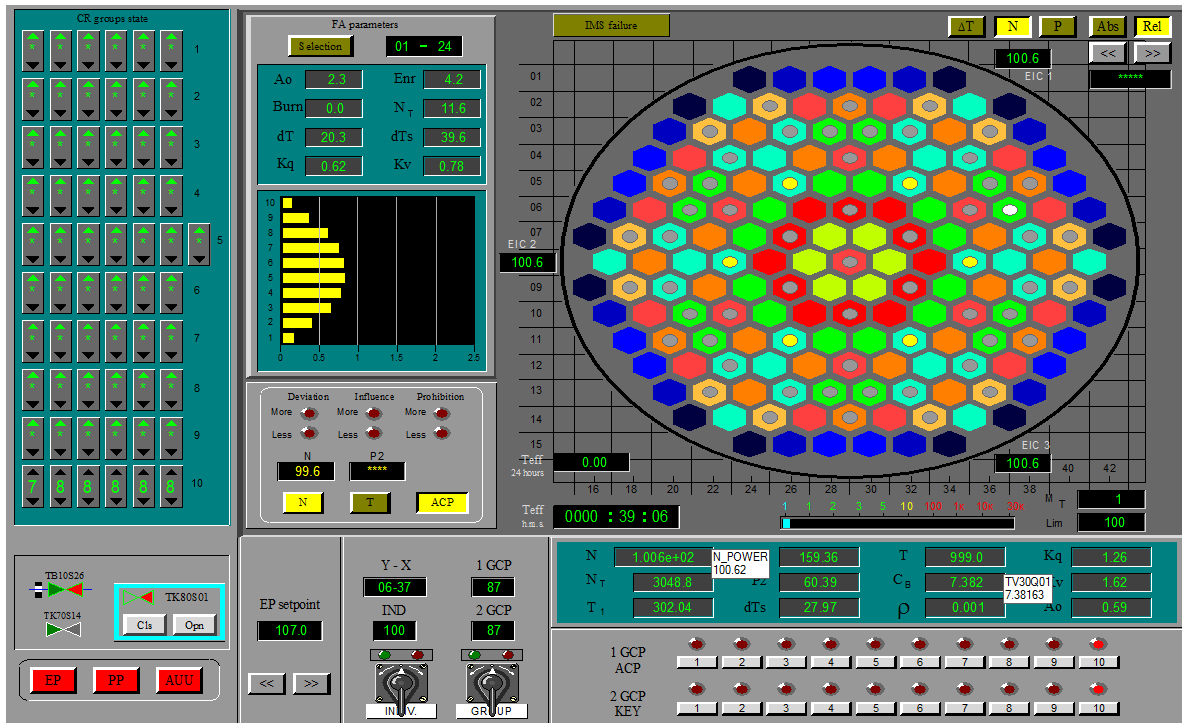
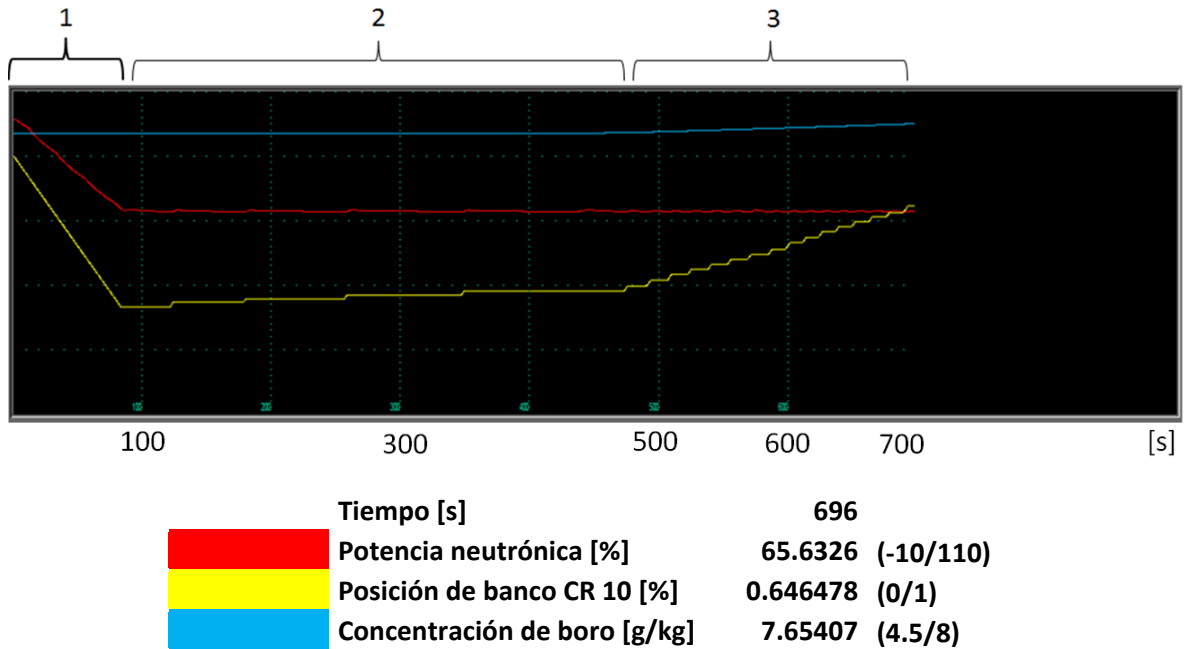


Figura 4-8. Regreso al 100% de potencia neutrónica y recuperación de valor nominal de concentración de boro.

En la siguiente gráfica se observan tres etapas durante la estabilización y la recuperación de potencia. En el primer segmento la MCP aún no es encendida así que la posición del grupo de barras #10 sigue disminuyendo como medida de protección para ajustar la potencia al 66%. En el segundo se observa se enciende de nuevo la bomba y se tiene una respuesta más estable de la posición del grupo #10 y la potencia (aproximadamente 0.36 y 66 respectivamente). En el tercer segmento se observa un incremento en el concentrado de boro en el circuito primario y en consecuencia de la posición del grupo #10. Esto se debe a la apertura de la bomba y válvulas de concentrado de boro. La posición de las barras se ajusta por acción del controlador automático de potencia ACP.

Gráfica 4.3.4

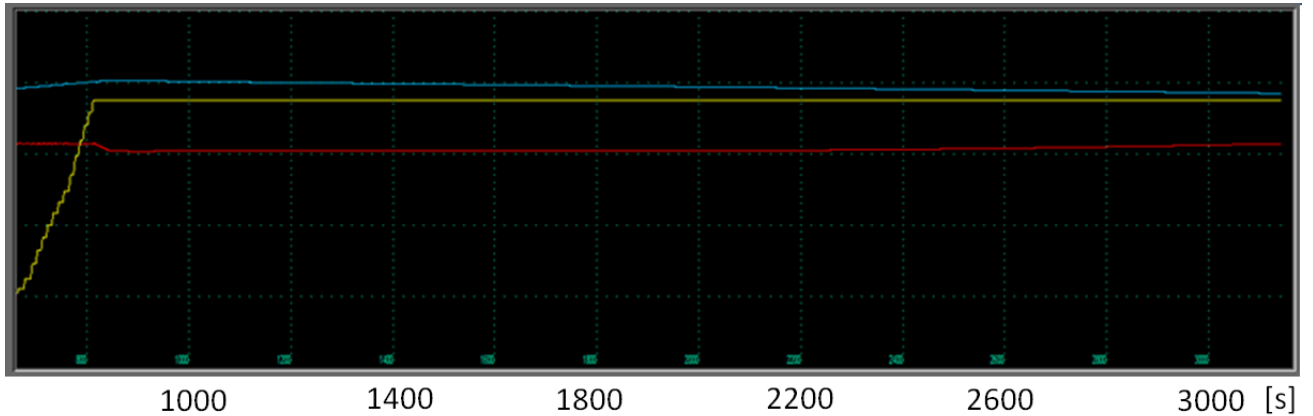


Una vez que la concentración de boro sea aproximadamente 7.71 y la posición del grupo #10 se encuentre al 75% , se apaga el controlador la bomba de concentrado de boro.

Para incrementar la potencia se debe apagar el controlador ACP y devolver la concentración de boro hasta que la potencia se recupere al 99%.

En la siguiente gráfica se presenta el momento en el que el controlador ACP detiene su operación, haciendo que la posición del grupo #10 sea constante y la concentración de boro comienza a bajar. Se observa también como la potencia comienza a recuperarse.

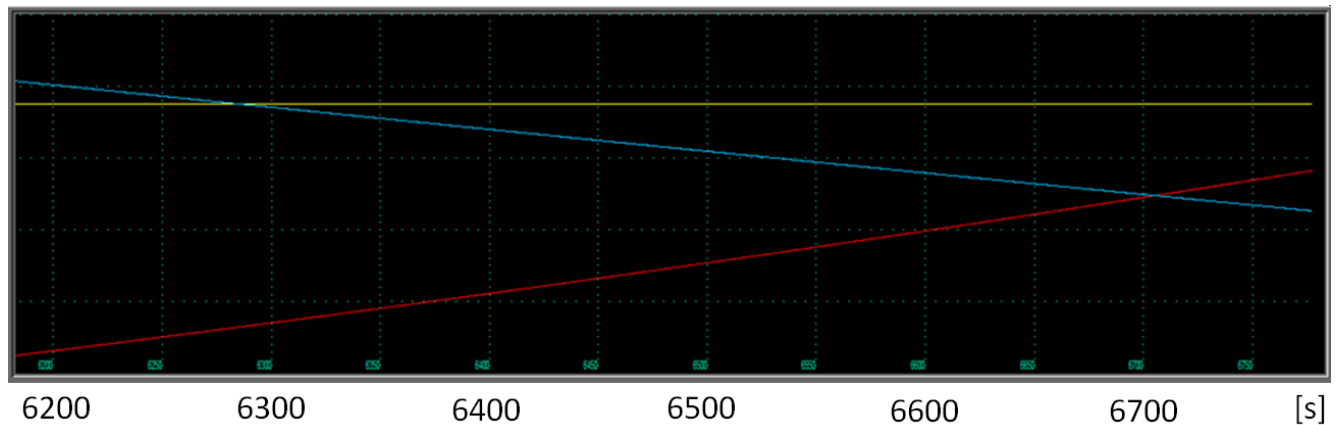
Gráfica 4.3.5



	Tiempo [s]	3143
	Potencia neutrónica [%]	65.4802 (-10/110)
	Posición de banco CR 10 [%]	0.874654 (0.5/1)
	Concentración de boro [g/kg]	7.58017 (4.5/8.5)

Por último, en la siguiente gráfica se muestra la potencia recuperada al 100%, la concentración de boro ha disminuido pero es inferior a su valor nominal (aproximadamente 7.54), para lo cual se debe encender la bomba de concentrado de boro pero en un periodo muy corto para no superar de nuevo el valor correspondiente. En este momento se puede volver a encender el controlador ACP para que siga ajustando la posición del grupo #10.

Gráfica 4.3.6



	Tiempo [s]	6777
	Potencia neutrónica [%]	101.303 (90/110)
	Posición de banco CR 10 [%]	0.874654 (0.5/1)
	Concentración de boro [g/kg]	7.34526 (7.3/7.4)

4.4 Falla en el presurizador y su controlador automático de nivel.

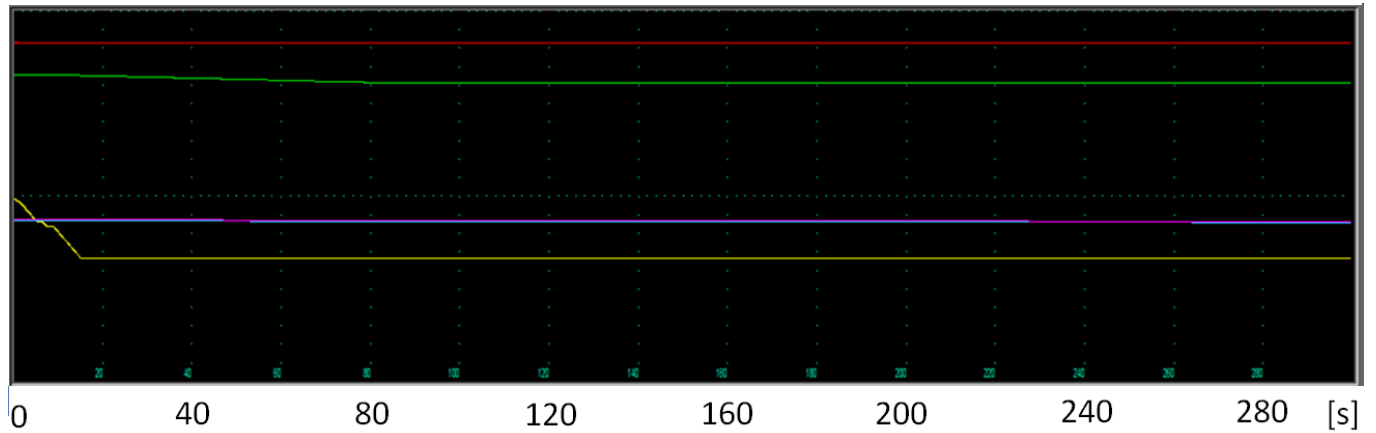
Como se ha mencionado, el funcionamiento del presurizador es llevado a cabo por sus calentadores eléctricos en la parte inferior del contenedor y los aspersores en la parte superior del mismo. El Simulador permite detener la operación de este sistema mediante la interrupción de la operación de los calentadores y el controlador automático de nivel que alimenta a los aspersores desde la línea de alimentación del circuito primario. El experimento se lleva a cabo con el reactor en operación normal y se desactiva la operación del presurizador manualmente.




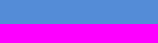

Tiempo	Descripción del evento	Pantalla de visualización
0 segundos	Se inicia la operación en el reactor. Se registran los siguientes parámetros. -Potencia Neutrónica (N_POWER) -Posición de la Válvula de Controlador Automático de Nivel (TK31S02) -Nivel del Presurizador (YP10L01) -Presión en el Presurizador (YP10P01) -Presión en el Núcleo (YCOOP01) -Temperatura en la parte superior del presurizador (YP10T01) -Temperatura en la parte inferior del presurizador (YP10T02) -Nivel en uno de los tanques de inyección a alta presión del sistema de enfriamiento de emergencia (YT11L08) -Presión en uno de los tanques de inyección a alta presión del sistema de enfriamiento de emergencia (YT11P05) -Temperatura del condensador de burbujas de emergencia (YP20T02)	GRP
1 segundo	Se cierra manualmente la válvula del control automático del nivel del presurizador TK31S02. El control se gobierna por dos válvulas pero la TK32S02 se encuentra totalmente cerrada en operación normal, así que solo se cambia a modo remoto para evitar que se abra automáticamente. También se apagan manualmente los calentadores eléctricos del presurizador y se ponen en modo remoto	TK 1C
	El nivel en el presurizador YP10L01 comienza a disminuir, los demás parámetros se mantienen estables.	1C

1 hora 8 minutos	Se activa la señal de scram por la pérdida de presión en el circuito primario llega a ser menor que 140 [kg/cm ²]. Bajan de forma súbita parámetros como temperaturas en el presurizador, presiones en el presurizador y el núcleo y el nivel en el presurizador.	1C GRP
	El nivel del presurizador se empieza a recuperar por acción del sistema de suministro de refrigerante primario inyectado a las bombas.	1C
2 horas 43 minutos y 5 segundos	El nivel del presurizador vuelve a bajar de manera súbita como consecuencia de la inactivación de las MCPs. Las MCPs se apagan automáticamente por que la presión de los SGs es menor a 70 [kg/ cm ²]	1C TAB
	El nivel y la presión del presurizador y la presión en el núcleo siguen bajando	1C
3 horas 25 minutos	El nivel del presurizador alcanza el límite inferior que establece el simulador que es de 342 [cm]	1C
8 horas 28 minutos	La presión en el núcleo es menor a 60 [kg/ cm ²] y en consecuencia se activa la inyección a alta presión del sistema de enfriamiento de emergencia	1C
11 horas 25 minutos	El nivel y la presión del tanque de inyección a presión decrecen por añadir agua al circuito primario. El nivel del presurizador comienza a incrementarse de nuevo.	1C
18 horas 21 minutos	El nivel en el presurizador se estabiliza al alcanzar una altura de 1047 [cm]. Luego comienza a descender muy despacio. La presión del presurizador y el núcleo se estabilizan en aproximadamente 16 [kg/ cm ²]	1C
24 horas 46 minutos	El nivel del presurizador vuelve a bajar de forma precipitada, esto causa que se active el sistema de enfriamiento del circuito primario de la página de soporte de procesos haciendo subir de nuevo el nivel	1C TQ
30 horas 25 minutos	El nivel llega a su límite máximo, sin embargo no lo sobrepasa, todos los valores se estabilizan	

En la siguiente gráfica se observa el cambio de posición de la válvula controladora de nivel del presurizado y un descenso lento del nivel del presurizador. La potencia del reactor sigue al 100% ya que no aún no hay una importante pérdida de presión en el núcleo o en el presurizador.

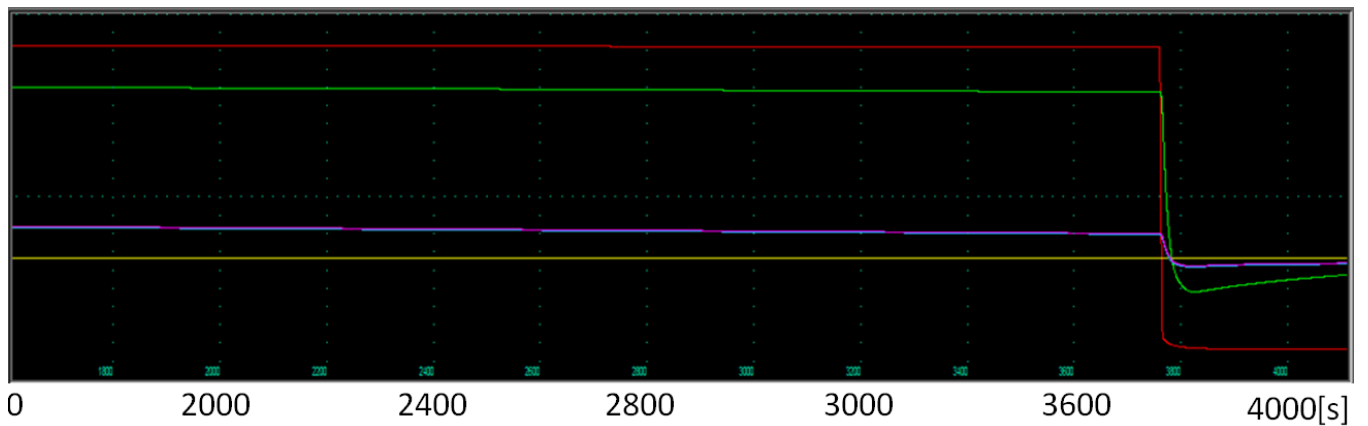
Gráfica 4.4.1








	Tiempo [s]	299
	Potencia neutrónica [%]	99.8074 (-10/110)
	Posición de la válvula nivel del presurizador [0...1]	0 (-0.5/1)
	Nivel del presurizador [cm]	872.715 (342/1000)
	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	157.226 (50/300)
	Presión del núcleo [kg/ cm ²]	157.911 (50/300)

En la siguiente gráfica se muestra la respuesta de los sistemas a la señal de scram ocasionado por la pérdida de presión en el circuito primario (menor a 140 [kg/ cm²])

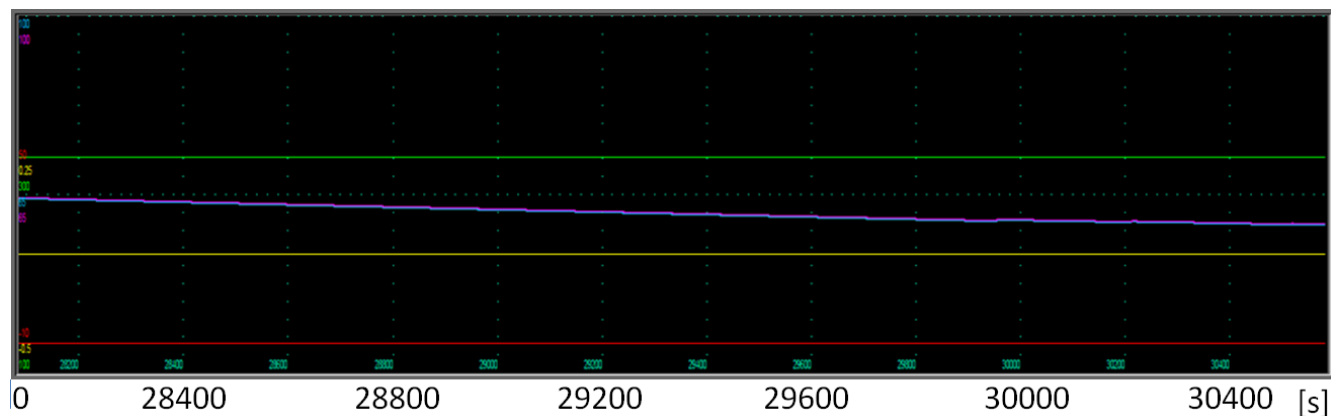
Gráfica 4.4.2



	Tiempo [s]	4111
	Potencia neutrónica [%]	0.00758226 (-10/110)
	Posición de la válvula nivel del presurizador [0...1]	0 (-0.5/1)
	Nivel del presurizador [cm]	530.616 (342/1000)
	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	128.989 (50/300)
	Presión del núcleo [kg/ cm ²]	129.662 (50/300)

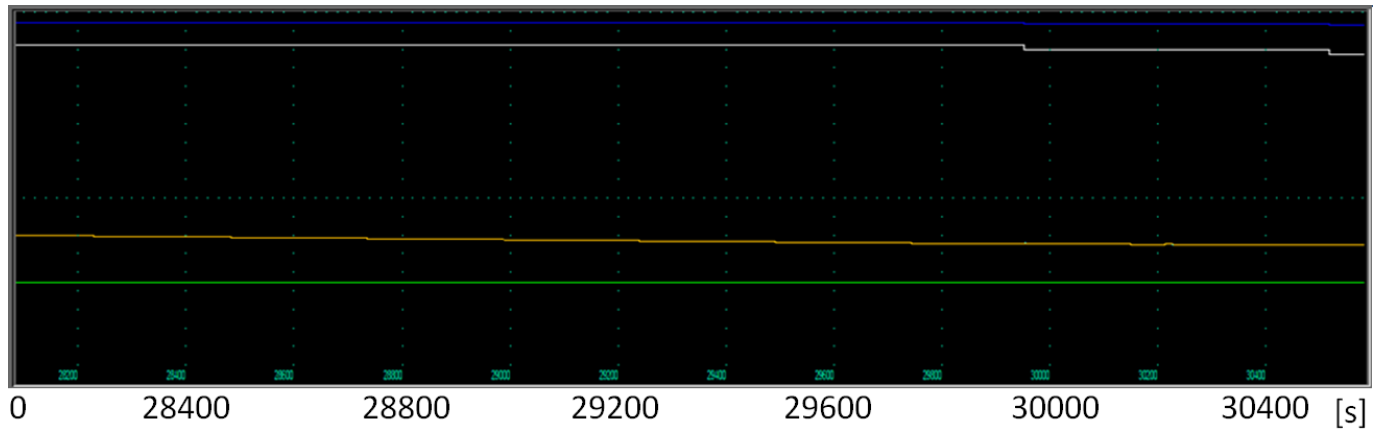
Por último en la siguiente gráfica se muestra como el nivel en el presurizador permanece en el límite inferior y como las presiones del circuito primario continúan disminuyendo. Cuando su presión se iguala a la de los tanques de enfriamiento a alta presión estos liberan agua para seguir enfriando el núcleo. Esto último puede apreciarse en la siguiente gráfica además del decremento del nivel del tanque por ceder agua.

Gráfica 4.4.3



	Tiempo [s]	
	Potencia neutrónica [%]	1.21E-07 (-10/110)
	Posición de la válvula nivel del presurizador [0...1]	0 (-0.5/1)
	Nivel del presurizador[cm]	342 (100/500)
	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	56.9913 (30/100)
	Presión del núcleo [kg/ cm ²]	59.2147 (30/100)

Gráfica 4.4.4



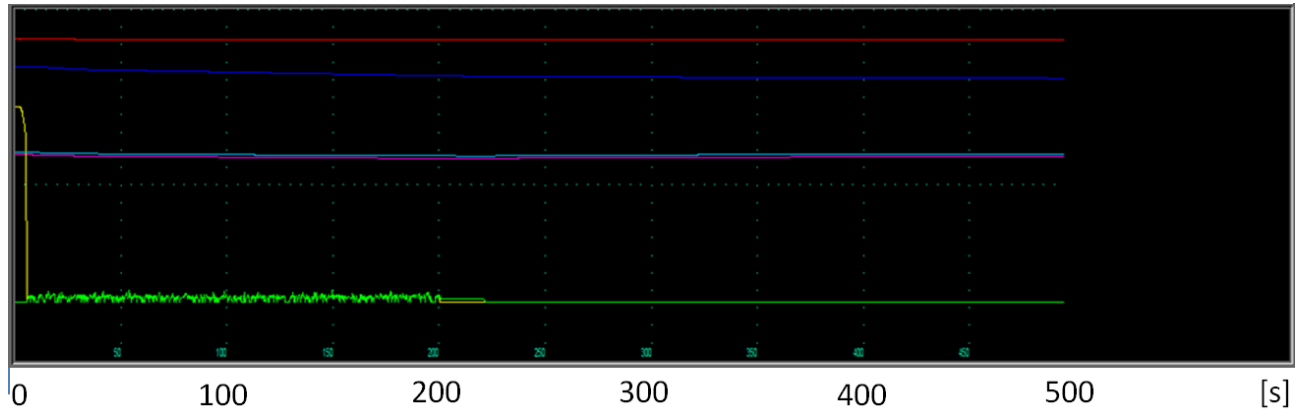
	Tiempo [s]	30584
	Temperatura superior del presurizador[°C]	274.389 (200/400)
	Tempertaura inferior del presurizador[°C]	274.39 (200/400)
	Nivel en tanque de enfriamiento de alta presión[cm]	647.935 (300/660)
	Presión de tanque de enfriamiento alta presión[kg/ cm ²]	58.8177 (10/65)
	Temperatura en el condensador de burbujas	20.85 (10/50)

4.5 Cierre de Bombas de Alimentación del Circuito Primario

Este ejercicio se realiza con el reactor operando a potencia normal. Se cierran manualmente las bombas TK21D01, TK21D02, TK22D01 y TK22D02, las cuales tienen la función de alimentar al circuito primario.

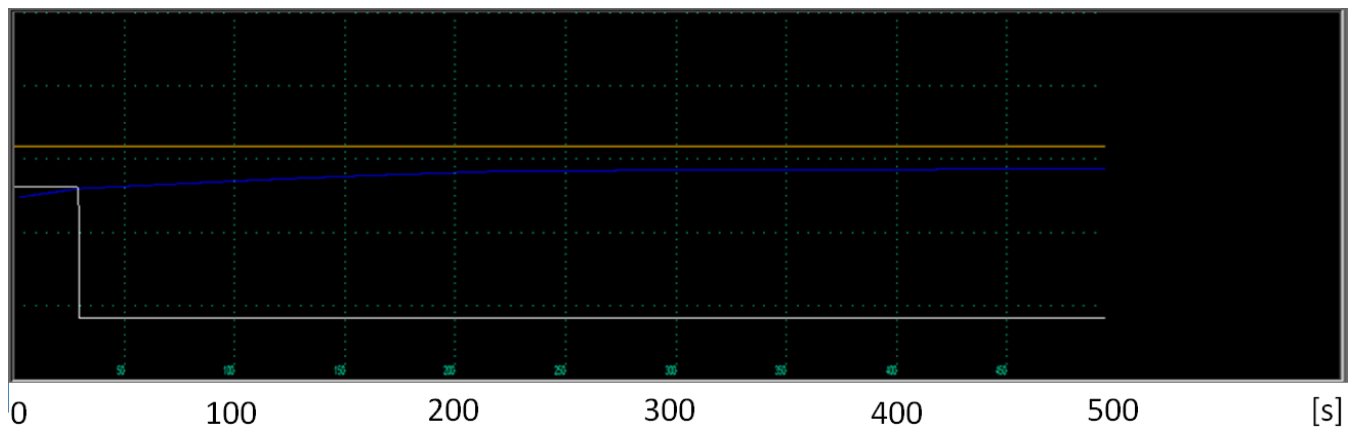
Al cerrarlas, pasados 8 minutos y 14 segundos no hay cambios drásticos aparentes a excepción de que el flujo proveniente del tanque de almacenamiento de agua pura (TK10B01) ya que no es necesario alimentar los intercambiadores de calor que enfrían el refrigerante primario. El nivel del presurizador comienza a bajar lentamente.

Gráfica 4.5.1



	Tiempo [s]	494
█	Potencia neutrónica [%]	99.7913 (-10/110)
█	Flujo en línea de alimentación de C1 #1 [t/h]	0 (-10/50)
█	Flujo en línea de alimentación de C1 #2 [t/h]	0 (-10/50)
█	Presión del núcleo [kg/ cm ²]	158.88 (100/200)
█	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	158.196 (100/200)
█	Nivel en el presurizador [cm]	863.117 (300/1000)

Gráfica 4.5.2



	Tiempo [s]	494
█	Diferencia de presión de MCP #2 [kg/ cm ²]	274.39 (0/10)
█	Nivel en tanque de enfriamiento de alta presión [cm]	647.935 (100/250)
█	Flujo del tanque almacenamiento de agua fresca [t/h]	58.8177 (-10/50)

Una vez que están cerradas las bombas, los calentadores del presurizador se encienden de forma intermitente para mantener la presión en aproximadamente 158 [kg/cm²] como se muestra en la

imagen de la derecha. En la imagen de la izquierda se observa en tanque de almacenamiento de agua fresca llegando a su límite ya que no está alimentando los intercambiadores de calor.

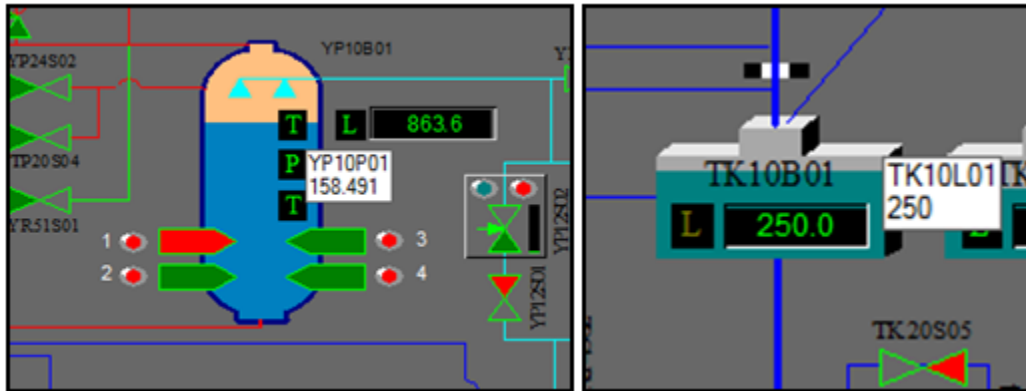
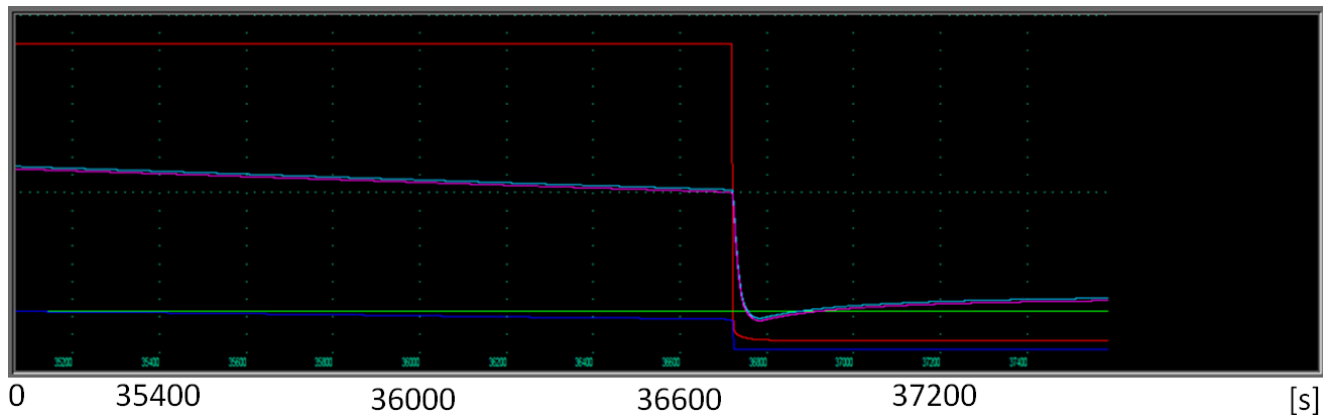


Figura 4-9. Calentadores regulando la presión. Imagen. Tanque de almacenamiento llegando al límite de capacidad

Posteriormente, los parámetros de interés permanecen estables por un largo periodo de tiempo. Es hasta pasadas 10 horas, 6 minutos y 40 segundos que el nivel del presurizador llega a 400 [cm] y la presión en el circuito primario desciende drásticamente hasta 140 [kg/cm²] por lo cual se activa la señal de scram.

Gráfica 4.5.3



Tiempo [s]		36400
█	Potencia neutrónica [%]	$2.31 \cdot 10^{-7}$ (-10/110)
█	Flujo en línea de alimentación de C1 #1 [t/h]	0 (-10/50)
█	Flujo en línea de alimentación de C1 #2 [t/h]	0 (-10/50)
█	Presión del núcleo [kg/ cm ²]	120.27 (100/200)
█	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	119.598 (100/200)
█	Nivel en el presurizador [cm]	342 (300/1000)

La potencia neutrónica del reactor llega a cero.

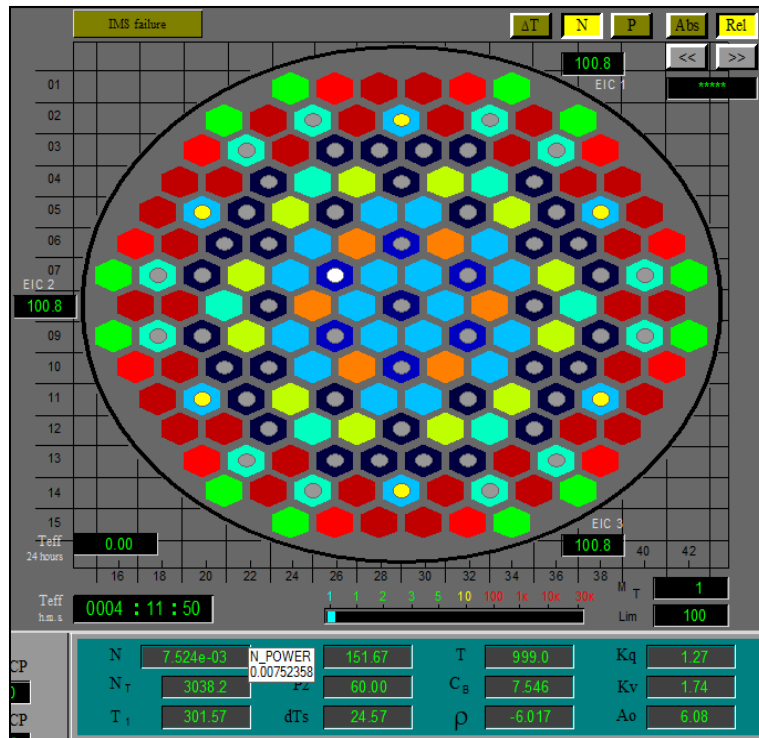
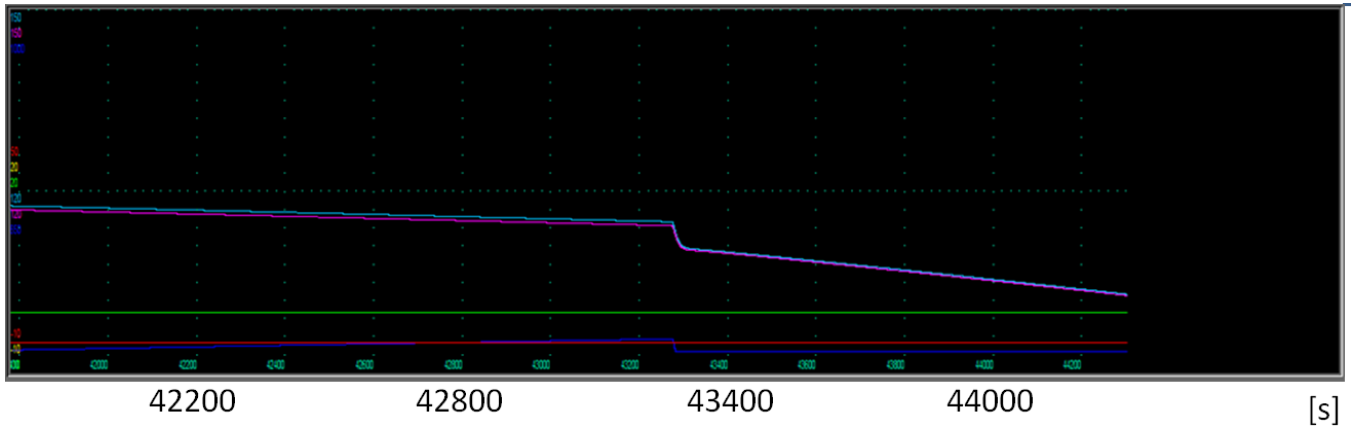


Figura 4-10. Parámetros del núcleo después de la señal de scram

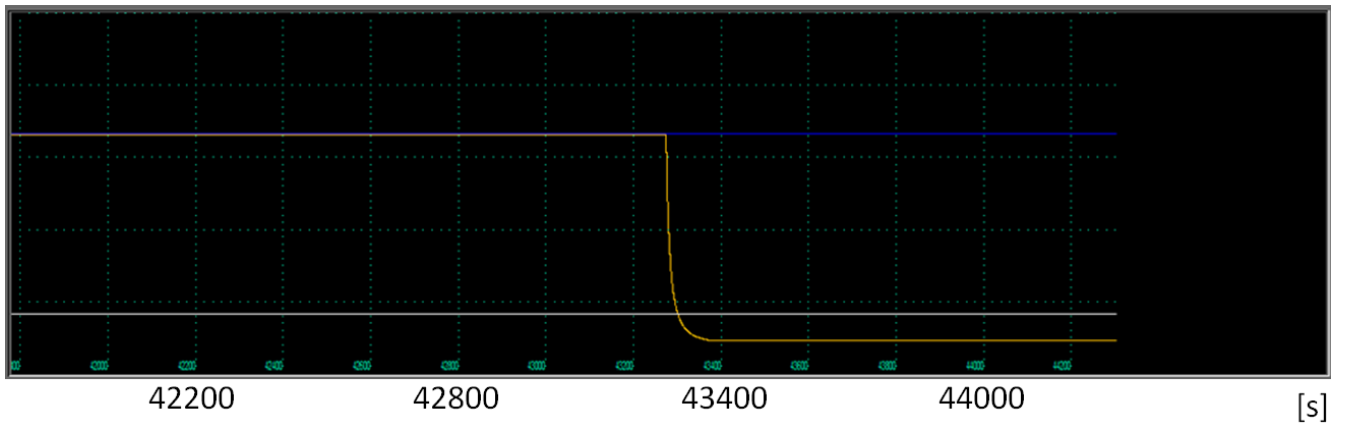
Por otro largo periodo de tiempo los parámetros se mantienen estables. Pasadas 12 horas y un minuto desde el cierre de las válvulas de alimentación, la presión en los SGs llega a ser menor que 70 [kg/cm²] y se activa la señal de protección preventiva que apaga las MCPs. La presión en el presurizador y el núcleo sigue bajando.

Gráfica 4.5.4



Tiempo [s]	43200
Potencia neutrónica [%]	1.25*10 ⁻⁷ (-10/110)
Flujo en línea de alimentación de C1 #1 [t/h]	0 (-10/50)
Flujo en línea de alimentación de C1 #2 [t/h]	0 (-10/50)
Presión del núcleo [kg/ cm ²]	102.979 (90/150)
Presión del presurizador [kg/ cm ²]	102.769 (90/150)
Nivel en el presurizador [cm]	342 (300/1000)

Gráfica 4.5.5



Tiempo [s]	43200
Diferencia de presión de MCP #2 [kg/ cm ²]	0 (-1/10)
Nivel en tanque de enfriamiento de alta presión [cm]	250 (100/250)
Flujo del tanque almacenamiento de agua fresca [t/h]	0 (-10/50)

Las presiones del presurizador y el núcleo llegan a ser menores a 60 [kg/ cm²] y se activan los tanques de enfriamiento de inyección a alta presión. Esto no tiene gran impacto en los parámetros, exceptuando al nivel en el presurizador y la temperatura del reactor que continúa bajando a largo plazo.

5. ACCIDENTE EN LAS CENTRALES NUCLEOELECTRICAS EN FUKUSHIMA

El terremoto Tohoku, que ocurrió a las 2:46 p.m. (hora de Japón) el viernes 11 de Marzo del 2011 en la costa este del norte de Japón, es considerado como uno de los terremotos más fuertes en la historia. Después de éste las plantas nucleares en Fukushima-Daichi, Fukushima-Daini, Higashidori, Onagawa y las estaciones de energía nuclear (NPSs) de Tokio Daini fueron afectadas.

El terremoto causó un tsunami, el cual golpeó la costa este de Japón y causó una pérdida de suministro eléctrico en todo el interior y exterior de la planta nuclear en Fukushima Daiichi, quedando sin ningún tipo de suministro de emergencia. El daño resultante al combustible, reactor y contención causó la liberación de materiales radiactivos hacia los alrededores.^[11]

El terremoto junto con el tsunami que desencadenó, causaron un estimado de 20,000 muertes y pérdidas económicas por aproximadamente 500,000 millones de dólares (USD). Ha significado la tragedia para muchos y se ha convertido en un evento trascendental en la historia de la tecnología nuclear. A lo largo de toda la costa este de Honshu, desde Chiba hasta Aomori, al menos 15,700 personas murieron, 4,650 desaparecieron, 5,300 fueron heridas y 131,000 fueron desplazadas de sus hogares; por otra parte fueron destruidas o dañadas, al menos 332,400 edificios, 2,100 carreteras, 56 puentes y 26 vías de ferrocarril.

Los suministros de electricidad, gas y agua, así como las telecomunicaciones y el servicio de ferrocarriles fueron interrumpidos. Dichas interrupciones afectaron gravemente los reactores de Fukushima Daiichi.

5.1 Reactores de Agua Ligera

Cabe especificar que para la realización de esta simulación se requiere ahondar en el ciclo de los reactores tipo BWR y observar la respuesta del equipo ante las fallas ocasionadas por el accidente. Esto con el propósito de adecuar de forma certera la supuesta respuesta de un PWR ante las mismas condiciones.

Del total de centrales nucleares que se encuentran operando actualmente en el mundo más del 90% son de reactores de agua ligera (BWRs) los cuales producen calor mediante fisión nuclear controlada y son enfriados por agua. En los PWRs, el calor generado por la fisión es transferido al circuito secundario mediante un intercambiador de calor donde se produce el vapor y viaja hacia las turbinas de generación eléctrica.^[10]

Al igual que en los PWR, en una central tipo BWR las reacciones nucleares toman lugar en el núcleo del reactor, el cual consiste principalmente en combustible y elementos de control. Las barras de combustible nuclear (cada uno de 10mm de diámetro y 3.7 metros de longitud) están agrupadas por centenares en paquetes para formar los elementos combustibles. De igual forma el control de la reacción se lleva a cabo con barras de carburo de boro para la captura de neutrones que se introducen en el núcleo

Cuando el proceso de fisión se detiene el calor de decaimiento disminuye rápidamente a partir de un pequeño porcentaje a menos de 1% de la energía nuclear térmica nominal, el agua debe recircularse dentro de la RPV para mantener el enfriamiento adecuado.

Algunos sistemas operan durante condiciones normales y algunos sistemas, como el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS por sus siglas en inglés), responde a eventos fuera de lo normal. El enfriamiento normal mantiene la temperatura de la RPV y el nivel de agua adecuado. Si esto no es posible el ECCS, inunda directamente el núcleo con más agua.^[12]

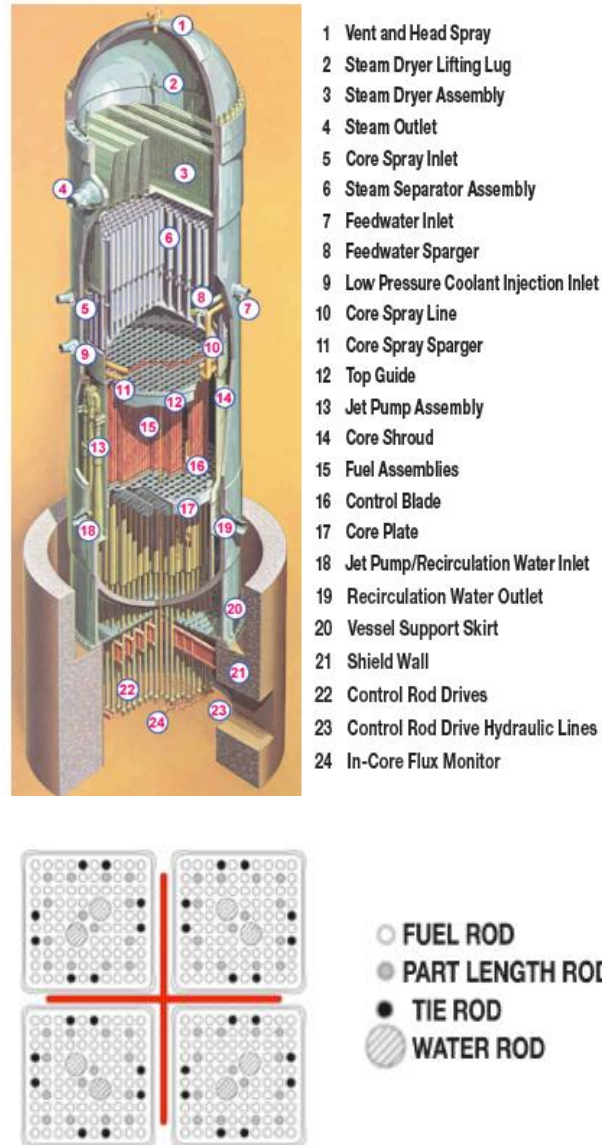


Figura 5-1. Estructura de la vasija y el elemento de combustible de un BWR

Es importante notar que todos estos sistemas requieren electricidad, ya sea para el control o la fuerza motriz de los sistemas de agua y así transferir el calor de decaimiento fuera del reactor y hacia el ambiente. Hay dos sistemas en particular que requieren electricidad únicamente para

propósitos de control: El sistema de aislamiento del condensador y el sistema de refrigeración del núcleo aislado (RCIC). Estos sistemas jugaron un papel clave en la progresión del accidente. [8]

En el BWR, la barra de combustible misma y la RPV junto con el sistema primario actúan como las primeras dos barreras. El sistema de contención está diseñado de forma que la RPV y su sistema primario sean las barreras finales para prevenir una liberación accidental de materiales hacia el ambiente.

El diseño del sistema de contención Mark I fue severamente puesto a prueba en Fukushima Daiichi, como se muestra en la siguiente imagen. Es importante notar que el sistema de contención no es solamente la frontera física sino también una serie de sistemas y componentes que fueron diseñados para prevenir la liberación de reactividad.

La contención Mark I comprende un edificio (pozo seco) donde la RPV y el sistema primario residen. El pozo seco está conectado con otra cámara de supresión llena de agua llamada pozo húmedo el cual está diseñado para condensar el vapor que pudiera liberarse en cualquier accidente. Además el pozo húmedo puede ser enfriado por largos periodos de tiempo para mantener presiones y temperaturas bajas y así evitar que se dañe. El pozo húmedo puede ser ventilado, bajo condiciones controladas por acción del operador, hacia la atmosfera, donde la piscina de agua de supresión filtra el material radiactivo antes de la liberación de gases por el respiradero. [10]

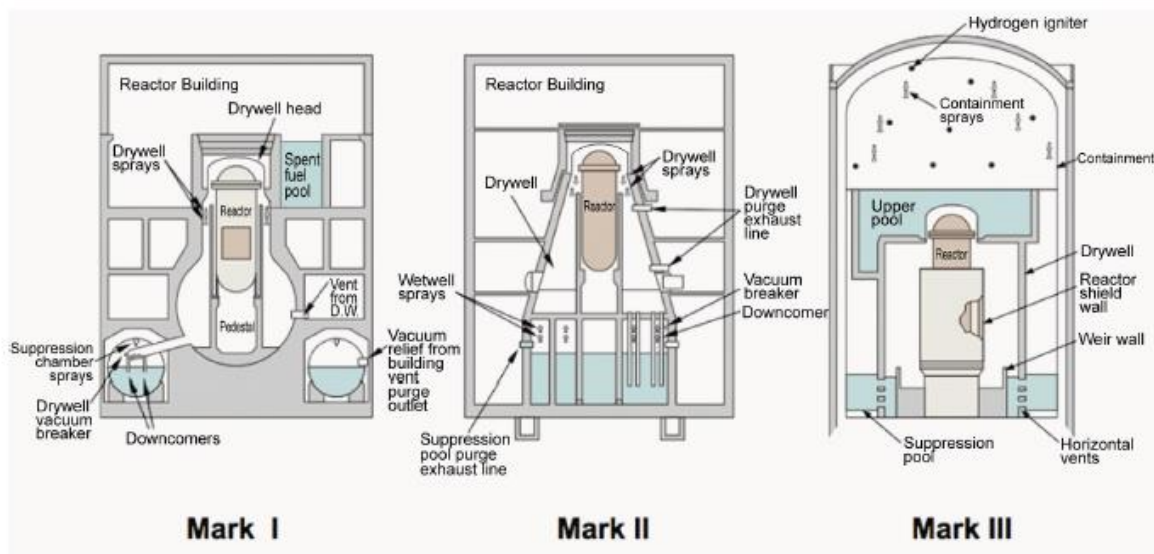


Figura 5-2. Generaciones de tipos de contención en los BWR

En el accidente Fukushima Daiichi, las contenciones fueron desafiadas por una extensa pérdida de energía de emergencia para el enfriamiento y por el retraso del proceso de ventilación, por lo

tanto contribuyó a la falla de contención y el sistema de ventilación. La piscina de combustible gastado (SFP por sus siglas en inglés) reside fuera de la contención en el edificio del reactor.

5.2 Sistemas de Seguridad

Después de detener el proceso de fisión, el reactor continúa produciendo calor de decaimiento de bajo nivel (de poco porcentaje en el momento de la parada hasta una fracción de 1% después de 1 día) que también debe ser removido para prevenir sobrecalentamiento en el combustible nuclear.

En caso que se pierda la vía de remoción de calor normal, la turbina o el condensador, los BWRs tienen, como primer refuerzo, sistemas que proporcionan seguridad en el núcleo ya sea añadiendo agua a la RPV, mediante una vía de remoción de calor alterna o utilizando ambas.

Los BWR/3s tienen un sistema llamado Condensador de Aislamiento que remueve el calor de decaimiento mediante la condensación del vapor generado en la RPV por el intercambio de calor con la piscina de agua al exterior del pozo seco y devolviendo el condensado al reactor.

El sistema de refrigeración de núcleo aislado (RCIC por sus siglas en inglés) consiste en una turbobomba que se acciona con el vapor del reactor y que puede añadir agua a la RPV a diferentes presiones. Además puede llevar agua desde dentro o fuera de la contención y tiene la ventaja de suministrar significativamente más agua que la necesaria para compensar el vapor generado por el calor de decaimiento. Sin embargo no remueve el calor. Cuando el reactor es aislado de la turbina o condensador principal, el calor es transportado hacia la piscina de supresión mediante las válvulas de alivio y seguridad (SRVs por sus siglas en inglés) que se abren y cierran para mantener la presión del circuito primario estable. Hay suficiente capacidad calorífica en la piscina de supresión para almacenar el calor de decaimiento por muchas horas antes de que deba ser removido fuera de la contención utilizando bombas e intercambiadores de calor que requieran energía eléctrica. Si esto no ocurre, la presión y temperatura en la contención incrementaran conforme el tiempo transcurra.^[8]

Si los mencionados refuerzos no fueran suficientes, el Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) puede añadir agua a la RPV y remover el calor de decaimiento también de la contención. Todos estos sistemas requieren corriente alterna (la cual es suministrada por el sistema de distribución normal de la planta o bien por los generadores de diesel de emergencia si se perdiera el anterior). La única excepción es que parte del ECCS en los BWR/3 y los BWR/4 consiste en un sistema de inyección de refrigerante a alta presión (HPCI) el cual es una turbobomba que utiliza el vapor del reactor, tiene 7 veces la capacidad del RCIC y puede añadir agua a diferentes presiones del reactor.^[9]

Debido al tiempo que la estación Fukushima Daiichi se quedó sin energía para remover el calor de decaimiento hacia el ambiente, los sistemas mencionados no estuvieron disponibles para proteger al reactor de sobrecalentamiento y evitar que el combustible fuera dañado.

5.3 Análisis del Accidente

5.3.1 El Evento

El terremoto ocurrió a las 2:46 pm el viernes 11 de marzo del 2011. Un tsunami ocasionado por el terremoto arribó a la línea costera aproximadamente 40 minutos después. Cinco fuentes de suministro eléctrico localizadas en la costa noroeste de Honshu, la isla más grande de Japón, se encuentran en la región donde ocurrió el terremoto/tsunami. Estas son, yendo de norte a sur, la NPS Higashidori, la NPS Onagawa, la NPS Fukushima Daiichi y la NPS Fukushima Daini y la NPS Tokai Daini.



Figura 5-3. NPSs en Japón cercanas a la zona del terremoto

Todas las plantas nucleares japonesas tienen sistemas de instrumentación que detienen los reactores durante un terremoto, y cuando éste ya sucedió, los sistemas continúan funcionando normalmente para todas las unidades. Todos los sistemas de seguridad, incluyendo el suministro eléctrico de emergencia in-situ operaron como se diseñó. Fue el subsecuente tsunami lo que ocasionó que fallaran. ^[10]

5.3.2 Impacto en la NPS en Higashidori.

Ya que la Unidad 1 estaba bajo inspección periódica, todo el combustible en el núcleo del reactor ya se había sacado y acomodado en la piscina de combustible gastado). Las tres líneas de suministro eléctrico fuera de las instalaciones se perdieron en el terremoto. Uno de los dos EDGs estaba bajo inspección, pero el otro se encendió y alimentó la conexión eléctrica de emergencia para suministrar corriente a los sistemas de seguridad.

5.3.3 Impacto en la NPS en Onagawa

Las unidades 1 y 3 estaban en operación a potencia térmica nominal y la unidad 2 estaba en condiciones de arranque. Cuatro de las líneas de suministro energético fuera de las instalaciones se perdieron pero el suministro en el interior se mantuvo en una línea.

Nuclear Power Station	Reactor Model	Containment	Power (MWe)	Status Before Earthquake/Tsunami ^a	Status After Earthquake/Tsunami ^a
<i>Higashidori</i> Unit 1	BWR/5	Mark I ^b	1100	Already in cold shutdown and outage	In cold shutdown and outage
<i>Onagawa</i> Unit 1	BWR/4	Mark I	524	Operating	Reached cold shutdown March 12
Unit 2	BWR/5	Mark I ^b	825	Start-up	Reached cold shutdown March 11
Unit 3	BWR/5	Mark I ^b	825	Operating	Reached cold shutdown March 12
<i>Fukushima Daiichi</i> Unit 1	BWR/3	Mark I	460	Operating	Significant damage
Unit 2	BWR/4	Mark I	784	Operating	Significant damage
Unit 3	BWR/4	Mark I	784	Operating	Significant damage
Unit 4	BWR/4	Mark I	784	Already in cold shutdown and outage	Significant damage
Unit 5	BWR/4	Mark I	784	In cold shutdown and outage; conducting RPV pressure test	Reached cold shutdown March 20 ^c
Unit 6	BWR/5	Mark II	1100	In cold shutdown and outage; RPV head on	Reached cold shutdown March 20 ^c
<i>Fukushima Daini</i> Unit 1	BWR/5	Mark II	1100	Operating	Reached cold shutdown March 14
Unit 2	BWR/5	Mark II ^d	1100	Operating	Reached cold shutdown March 14
Unit 3	BWR/5	Mark II ^d	1100	Operating	Reached cold shutdown March 12
Unit 4	BWR/5	Mark II ^d	1100	Operating	Reached cold shutdown March 15
<i>Tokai Daini</i> Unit 2 ^e	BWR/5	Mark II	1100	Operating	Reached cold shutdown March 15

Figura 5-4. Detalles de las NPSs japonesas cercanas a la zona de terremoto/tsunami. ANS Comittee Repor, Fukushima Daiichi

La unidad 1 se interrumpió a las 2:46 pm por la alta aceleración sísmica y ambos EDGs arrancaron automáticamente. A las 2:55 p.m. el transformador de arranque tuvo una falla en un corto circuito en el interruptor eléctrico de alto voltaje. Esto condujo a la pérdida de suministro eléctrico en la planta nuclear. Ambos EDGs alimentaron la conexión eléctrica de emergencia para encender los sistemas de seguridad. Usando sistemas normales, el reactor alcanzó el estado de disparo en frío con una temperatura de refrigerante menor a 100°C a la 1:00 a.m. del 12 de marzo.

Como la unidad 2 estaba en condiciones de arranque, se cambió rápidamente a disparo en frío porque el reactor se había apagado por la alta aceleración sísmica. Los tres EDGs se encendieron automáticamente a las 2:47 p.m. pero continuaron en espera ya que el suministro interno seguía disponible. El tsunami golpeó provocando que una división del sistema de agua de refrigeración de componentes se inundara e interrumpiera su funcionamiento. Lo mismo ocurrió con dos EDGs. No se perdió el enfriamiento del reactor gracias a que la bomba del sistema de agua de refrigeración de componentes en la división restante estaba intacta.

La unidad 3 se interrumpió a las 2:46 p.m. por la alta aceleración sísmica. El suministro en el exterior se mantuvo hasta que el tsunami llegó causando que la bomba de agua de mar de refrigeración de componentes fallara. Sin embargo, el enfriamiento y la despresurización del reactor fueron posibles llevando al reactor al estado de disparo en frío con una temperatura de refrigerante de menor a 100°C a la 1:00 a.m. el 12 de marzo.

5.3.4 Impacto en la NPS Fukushima Daiichi

En el momento del terremoto las unidades 1, 2 y 3 estaban operando a potencia nominal. La unidad 4 estaba en corte por inspección periódica y en reparación. El combustible de la unidad 4 había sido colocado en la SFP del edificio del reactor. Las unidades 5 y 6 también se encontraban en corte por inspección pero el combustible seguía en el área del núcleo de la RVP. Los reactores fueron llevados a las condiciones de disparo en frío.

El terremoto llevó a las unidades 1,2 y 3 al apagado automático debido a la aceleración sísmica y provocó daños en las torres de transformación causando la pérdida del suministro energético en el exterior. Por esta razón, los EDGs de cada unidad fueron encendidos para mantener el enfriamiento de los reactores y el funcionamiento de las SFPs. El enfriamiento normal del reactor y la remoción de calor por decaimiento continuaron en marcha.

Cerca de 45 minutos después del terremoto, el tsunami arribó con una ola de aproximadamente 15 metros de altura superando los 5 metros de altura del rompeolas. Todos los EDGs (exceptuando el EDG enfriado por aire de la unidad 6) pararon a la llegada del tsunami. El tsunami sumergió los sistemas de agua de mar que enfriaban que enfriaban los EDGs y los interruptores eléctricos. Esto ocasionó una pérdida de suministro de corriente alterna de las unidades 1 a 5.

Las unidades 5 y 6 están ligeramente separadas de las Unidades 1-4 y están situadas a mayor altura. El terremoto incapacitó el suministro en el interior y el tsunami causó la pérdida de los dos EDGs de la Unidad 5 y dos de los tres EDGs de la unidad 6. Sin Embargo un EDG de la unidad 6 era enfriado por aire (no dependía de agua de enfriamiento) y se encontraba a mayor elevación, así que fue capaz de suministrar corriente a las unidades 5 y 6. La disponibilidad de CA hizo posible la despresurización de los reactores. Así que fue posible añadir agua a las RPVs mediante las bombas de transferencia de condensado a baja presión. Las bombas de remoción de calor residual (RHR) tampoco se perdieron, así que cuando se instaló una bomba de agua de mar temporal para permitir la transferencia de calor hacia el océano, fue posible alcanzar la condición de apagado en frío de las unidades 5 y 6. Esto se consiguió el 20 de Marzo.^[10]

5.3.5 Impacto en la NPS de Fukushima Daini

Las unidades 1-4 se encontraban en operación y se apagaron automáticamente por el terremoto. Después el suministro de energía requerido por la NPS se mantuvo a través de una de las 3 líneas de transmisión externa y se continuó removiendo el calor por decaimiento. Posteriormente, el tsunami inundó las bombas de agua de mar de enfriamiento, interrumpiendo la remoción de calor de decaimiento.

Las unidades 1,2 y 4 mantuvieron el enfriamiento del núcleo mediante los sistemas RCIC y el suministro de agua del depósito de almacenamiento de condensado CST. Sin embargo, ya que no había remoción de calor por decaimiento, la temperatura de la piscina de supresión continuó creciendo y alcanzó los 100°C aproximadamente 14 horas después de que el tsunami golpeará. Durante este tiempo, gracias a los extraordinarios esfuerzos del personal operativo, las unidades 1, 2 y 4 recuperaron sus funciones de remoción de calor; por ejemplo, se instalaron cables eléctricos y se remplazaron los motores de bombas dañados. El éxito de dichas operaciones se consiguió por el hecho de que se mantuvieron las conexiones eléctricas en el exterior y piezas clave del equipo no sufrieron daño alguno. Como resultado, la temperatura de la piscina supresión de la unidad 1 se redujo a menos de 100°C a las 10:15 a.m. del 14 de marzo. Posteriormente el reactor se llevó a condiciones de disparo en frío a las 5:00 p.m. del mismo día. La temperatura de la piscina de supresión de la unidad 2 también se redujo a menos de 100°C a las 3:52 p.m. y se llevó al reactor a condiciones de disparo en frío a las 6:00 p.m. del 14 de marzo. Lo mismo ocurrió en la unidad 4 a las 7:15 a.m. del 15 de marzo. No fue necesario ventilar las contenciones de las unidades mencionadas porque las presiones no llegaron a los límites de diseño.^[10]

En la unidad 3, un lazo del sistema RHR no fue afectado en absoluto, así que el reactor alcanzó las condiciones de apagado en frío a las 12:15 p.m. del 12 de Marzo sin que se perdiera el enfriamiento del reactor o se sufrieran otros daños.

5.3.6 Impacto en la NPS en Tokai Daini

La NPS en Tokai Daini operaba a potencia nominal cuando el terremoto ocurrió. A las 2:48 p.m. de ese día el reactor fue interrumpido debido a que el cojinete del eje de la turbina apuntaba señales de grandes vibraciones como resultado del terremoto. Inmediatamente después, los tres sistemas de suministro fuera de las instalaciones se perdieron. Sin embargo, los tres EDGs fueron activados y alimentaron el equipo de emergencia. Gracias a que los EDGs suministraron energía el ECCs mantuvo normal el nivel de agua en el reactor y se mantuvieron el enfriamiento del núcleo y la remoción de calor de decaimiento.

Posteriormente, una bomba de agua de mar para un EDG se detuvo como consecuencia del tsunami y se volvió inoperable. Pero los dos EDGs restantes suministraron energía para el equipo de emergencia mientras que el enfriamiento de la piscina de supresión se mantuvo mediante uno de los sistemas RHR.

Uno de los sistemas de suministro fuera de las instalaciones fue reparado a las 7:37 p.m. el 13 de marzo y el reactor alcanzó las condiciones de apagado en frío a las 12:40 a.m. del 15 de marzo.

5.4 Detalles del Accidente de la NPS en Fukushima Daiichi: Unidades 1-4

5.4.1 Unidad 1 de Fukushima Daiichi

Después del scram y de la pérdida de corriente alterna ocasionados por el terremoto, ambas líneas del sistema de condensador de aislamiento fueron encendidas una vez que se cerraron las válvulas

de aislamiento del vapor principal (MSIVs por su traducción al inglés) y se incrementara la presión de la RPV.

Los operadores determinaron que con ambas líneas operando, el promedio de enfriamiento del reactor excedió las especificaciones técnicas de un promedio de 55 °C/ por hora, así que los condensadores de aislamiento fueron apagados. Más tarde una de las líneas del sistema del condensador de aislamiento fue restablecida y detenida varias veces para controlar la presión del reactor y enfriarlo. El sistema HPCI no fue encendido mientras el nivel de agua de la RPV se mantuvo. La llegada del tsunami significó la pérdida de remoción de calor y la inundación de las baterías de corriente directa y los EDGs localizados en el sótano del edificio de la turbina. Toda la instrumentación que se necesitaba para monitorear y controlar quedó inutilizable. Adicionalmente el sistema HPCI no fue capaz de operar debido a la pérdida de corriente continua y sin embargo no fue necesario porque el condensador de aislamiento ya había sido apagado.^[10]

Hubo diversos intentos para abrir en suministro de vapor y las válvulas de retorno de condensado de la línea del condensador de aislamiento que se encontraba operando previamente. Hay cierta evidencia de que este condensador de aislamiento se encontraba funcionando parcialmente, por la evolución del vapor observada desde el lado exterior de los tubos del intercambiador de calor. Sin embargo, a las 10 p.m. del 11 de marzo, se observaron niveles de radiación crecientes en el reactor y en el edificio de la turbina, lo cual indicaba daño en el núcleo.

Adicionalmente, a las 12:49 a.m. del 12 de marzo, las medidas locales confirmaron que la presión de contención había excedido la presión de diseño y la existencia daño en el núcleo y la subsecuente producción de hidrógeno. Por lo tanto se iniciaron procesos para evacuar a los residentes locales y preparar la contención para la expulsión de gases o venteo de acuerdo con los procedimientos de emergencia de la NPP. Para entonces el nivel de radiación en el edificio del reactor ya era muy alto.

A las 2:30 p.m. el 12 de marzo se confirmó un pequeño decremento en la presión de la vasija de contención primaria (PCV por sus siglas en inglés) que pudo deberse a fugas que se abrieron por alta presión y temperatura o debido a que el disco de ruptura de venteo se abrió. Posteriormente, a las 3:36 p.m., una explosión de hidrógeno proveniente de fugas en el reactor tuvo lugar en la parte superior del edificio de la Unidad 1.

Los registros no muestran ningún intento deliberado de despresurizar la RPV, que hubiera sido necesario para permitir que bombas de emergencia añadieran agua. No obstante para las 2:45 a.m. del 12 de marzo, la presión ya era más baja y a las 5:46 a.m. del mismo día, los operadores comenzaron a añadir agua fresca utilizando bombas para incendios. No está claro si la despresurización de la RPV ocurrió por el daño de la misma por el núcleo fundido, a una rotura en un tubo anexo a poca elevación, o a que las válvulas SVRs se habían quedado abiertas. Para este momento, el combustible estaba significativamente dañado.

El nivel de agua no se recuperó más allá de la mitad del núcleo a pesar de la cantidad que se añadió para ajustarlo, indicando una fuga en la barrera de presión.

5.4.2 Unidad 2 de Fukushima Daiichi

Al igual que en la primera, hubo scram y las MSIV fueron cerradas después del terremoto. El sistema RCIC fue iniciado manualmente un par de veces y automáticamente interrumpido debido al alto nivel de agua en la RPV. Después del tsunami se perdió algo de la corriente continua como ocurrió en la unidad 1, por consiguiente el sistema HPCI se perdió. No obstante el sistema RCIC operó por aproximadamente 70 horas. Por lo general no se debe contar con que el sistema RCIC funcione más allá de 8 horas en caso de haber un apagón o pérdida de suministro de corriente alterna.

A la 1:25 p.m. el 14 de marzo, se supo que el sistema RCIC de la unidad 2 se había detenido al observar la disminución del nivel de agua en el reactor y los operadores comenzaron a reducir la presión en la RPV para poder inyectar agua de mar usando líneas del sistema contra incendios. Hubo problemas en la despresurización por la falta de electricidad para las válvulas solenoides y la falta de suministro de nitrógeno presurizado para forzar la apertura de las SRVs. Estos asuntos causaron importantes retardos en la despresurización de para que las bombas de emergencia de baja presión pudieran añadir agua a la RPV. Por lo tanto el combustible estuvo descubierto mientras por cerca de 6.5 horas. El combustible se calentó y dañó dando paso a la producción de hidrógeno. Durante este tiempo, el nivel de agua no se recuperó más que a la mitad del núcleo, indicando una fuga en la barrera de presión de baja altura de la RPV.^[10]

El incremento de la presión de contención era mucho más lento que lo que se esperaba si el calor por decaimiento era transportado a la piscina de supresión, indicando una posible fuga. La configuración de la línea de ventilación del pozo húmedo había sido completada a las 11:00 a.m. del 13 de marzo, sin que la presión de contención hubiera alcanzado el punto de ruptura de disco, así que no hubo ventilación. Después de que se dañó el núcleo, la presión de contención incrementó más rápido, probablemente por la producción de hidrógeno. A las 6 a.m. del 15 de marzo un sonido impetuoso que fue inicialmente atribuido a una explosión de hidrógeno fue confirmado cerca de la cámara de supresión. Más adelante las evaluaciones sugirieron que el sonido no fue causado por la quema de hidrógeno. En cualquier caso la presión de contención disminuyó bruscamente. No está claro si la línea diseñada para el venteo se encontraba funcionando, sin embargo, la presión de contención continuó siendo baja, aproximadamente al nivel de la presión atmosférica.

5.4.3 Unidad 3 de Fukushima Daiichi

La situación en la Unidad 3 fue muy parecida a la de la Unidad 2 exceptuando que el sistema RCIC funcionó por aproximadamente 20 horas. No obstante, el suministro de corriente directa para el sistema HPCI no sufrió daños, así que el sistema se encendió y funcionó por 15 horas adicionales. Su operación también tenía el beneficio de reducir la presión en la RPV debido al consumo de vapor de la turbina HPCI.

Después de que el sistema HPCI se detuvo, la RPV recuperó presión. No hubo despresurización ni suministro de agua por 7 horas. Al igual que en la unidad 2, había problemas con la alimentación para las válvulas solenoides y se necesitaba nitrógeno presurizado para las SRVs. El nivel de agua disminuyó por debajo de la altura del combustible, ocasionando daños y producción de hidrógeno. Las bombas para incendios comenzaron a inyectar agua fresca con boro al reactor aproximadamente a las 9:25 a.m. del 13 de marzo. Posteriormente se inyectó agua de mar, sin embargo, el nivel de agua en la RPV jamás se recuperó al grado que se esperaba indicando una fuga en la RPV o en alguna de sus tuberías.

Como ocurrió con la unidad 2, el aumento de presión a partir del calor de decaimiento fue más lento de lo que se esperaba, indicando la presencia de una fuga. En paralelo con la despresurización de la RPV se inició el venteo de la contención para disminuir la presión de la PCV. Debido al problema con las válvulas solenoides y el suministro de nitrógeno presurizado, las operaciones de venteo tuvieron que hacerse varias veces. Posteriormente a las 11:01 a.m. el 14 de marzo, una explosión de hidrógeno tuvo lugar en la parte superior del edificio del reactor. Se cree que la fuente de hidrógeno fueron las fugas en la barrera de contención. La presión descendió después de la explosión y así se mantuvo.^[10]

5.4.4 Unidad 4 de Fukushima Daiichi

El suministro total de corriente alterna para la unidad 4 también se perdió debido al terremoto/tsunami. Por consiguiente las funciones de enfriamiento y suministro de agua de la SFP se perdieron. La temperatura de la SFP se incrementó hasta los 84°C a las 4:00 a.m. del 14 de marzo. Aproximadamente a las 6:00 a.m. del 15 de marzo, una explosión posiblemente de hidrógeno tuvo lugar en el edificio del reactor dañando severamente parte del mismo. Al principio se pensó que fue ocasionada por daño en el combustible. Sin embargo, con el pasar de los días se usaron diferentes esquemas para añadir agua (vía helicóptero, con camiones de bomberos, o camiones con bombas de hormigón). Se utilizó tanto agua fresca como agua de mar. Después fotografías demostraron que no hubo daño por sobrecalentamiento en el combustible de la SFP, y que la fuente de hidrógeno se debió al reflujó a través del sistema de reserva de tratamiento de gases (SGTS), la cual compartía tuberías en la chimenea de la NPP con la Unidad 3, cuya contención había sido purgada de gases.

5.4.5 Situación del Combustible Gastado en la NPS de Fukushima Daiichi

El daño al combustible gastado almacenado resultante en la liberación de material radiactivo pudo ser causado por varios mecanismos:

- La pérdida o degradación del enfriamiento efectivo del agua de la SFP.
- Pérdida de la cantidad disponible de agua de la SFP
- Impacto físico por la caída de un objeto pesado
- La combinación de los mecanismos anteriores

La pérdida de enfriamiento puede conducir a la ebullición del agua de la SFP. El tiempo antes de que el nivel de agua de la SFP caiga lo suficiente para ocasionar sobrecalentamiento depende de la cantidad de la misma así como la carga de calor del combustible gastado. En la ausencia de una fuga en la SFP, esta vez pudo oscilar desde varios días hasta un par de semanas dependiendo de los detalles de diseño de la SFP y el calor de decaimiento.

Las condiciones de la NPS durante el accidente sugirieron que estos mecanismos pudieron haberse dado. Sin embargo la evidencia es que no ocurrió daño al combustible en la SFP de la unidad 5, la SFP de la unidad 5 o la SFP común. El reporte suplementario de septiembre del 2011 por parte del gobierno japonés y del Organismo Internacional de Energía Atómica, concluyeron que es más probable que los niveles de las SFPs de las unidades 1 a 4 se recuperaron antes de que cualquier combustible gastado sufriera daño o quedara expuesto. No ha surgido evidencia suficiente para contradecir estas conclusiones.^[10]

Cuando la energía del exterior y casi todos excepto uno de los EDGs se perdieron en la NPS debido al terremoto/tsunami, el enfriamiento normal de las SFPs se perdió. El EDG disponible permitió que se restaurara el enfriamiento de las SFPs de las unidades 5 y 6 antes de que las temperaturas de estas incrementaran significativamente. Se restableció la energía para el enfriamiento de la SFP común antes de que su temperatura incrementara significativamente,

El 12 de marzo una explosión de hidrógeno dañó la parte superior de la estructura que rodea la cámara de recarga de combustible en la Unidad 1. Mientras esta explosión pudo haber resultado en la caída de material en la SFP, no hay evidencia de que ocurriera daño en el combustible. Comenzando el 31 de marzo, un camión de bombeo de concreto se usó para ajustar la cantidad de agua en la SFP de la Unidad 1. Un sistema alternativo de enfriamiento de agua ya se ha puesto en servicio en la Unidad 1. Desde septiembre, el agua de la SFP de la Unidad 1 se ha mantenido por debajo de los 35°C.

La adición de agua usando el sistema de tuberías de la SFP de la Unidad 2 comenzó el 20 de marzo y fue intermitente. Se tomó una muestra del agua de la espumadera del depósito de compensación de la Unidad 2 el 16 de abril. Los análisis de la muestra indicaron que el combustible gastado no fue dañado. Para el 31 de mayo un sistema dedicado para incorporar un intercambiador de calor estaba en servicio. Un sistema de enfriamiento alternativo está en operación y a partir de septiembre el agua de la SFP de la Unidad 2 se ha mantenido a menos de 35°C.

El 14 de marzo una explosión de hidrógeno dañó la estructura que alojaba la piscina de recarga. Un cañón de agua de un helicóptero comenzó a rociar gotas de agua el 17 de marzo. Para el 27 de marzo, se completó la adición de agua usando una bomba de hormigón. El uso de la tubería de la SFP para restaurar su inventario comenzó a finales de abril. El 16 de junio fue dado a conocer un video realizado en la SFP de la Unidad 3 el cual muestra escombros provenientes de la estructura que había caído dentro. No fue posible confirmar la integridad estructural de los bastidores de combustible (fuel rack) usando dicha grabación. Es probable que no haya ocurrido daño en el

combustible gastado. A partir de septiembre, el agua de la SFP en la unidad 3 se ha mantenido por debajo de los 35°C.

Debido al calor por decaimiento relativamente alto asociado con el combustible en la SFP de la Unidad 4 (todo el combustible fue removido de la RPV de la Unidad 4 en diciembre del 2010), la preocupación se enfocaba en ésta. Cuando el piso de la estructura de la contención de recarga de combustible fue severamente dañado debido a la aparente explosión de hidrógeno ocurrida en la mañana del 15 de marzo, la preocupación se incrementó. Inicialmente, ya que el combustible fue extraído de la RPV de la Unidad 4, se creyó que la fuente de combustible fue el combustible gastado almacenado, implicando que se había perdido el inventario de la SFP en el accidente. Más tarde se determinó que la fuente de hidrógeno provenía de la Unidad 3 hacia la plataforma de recarga de combustible de la Unidad 4 de una fuga en una tubería compartida hacia la chimenea.

Las temperaturas de la AFP se reportaron de 84°C el 14 y 15 de marzo. Se roció agua intermitentemente con camiones comenzando el 20 de marzo. La temperatura de la SFP reportada el 24 de marzo de la medición de TEPCO fue de 90°C. El agua fue introducida en la SFP usando bombas de concreto comenzando el 25 de marzo, lo cual ofreció un método más seguro para entregar agua.^[10]

Se infirió evidencia adicional de la condición del combustible usado de la SFP de la Unidad 4 por una serie de valoraciones de radionúclidos específicos presentes en muestras tomadas del agua de la SFP. La evaluación de las valoraciones radioquímicas apoyó la proposición de que la fuente de hidrógeno que causó la destrucción de la superestructura de la compuerta de la Unidad 4 fue la Unidad 3. Un video tomado en la SFP de la Unidad 4 se dio a conocer el 9 de Mayo. Esta grabación no muestra evidencia de daños extensos. De hecho los bastidores de combustible (fuel racks) aparecieron intactos con algunos desechos visibles en la SFP.

El abril se desarrolló una preocupación centrada en la resistencia de la estructura que soporta la SFP de la Unidad 4. Entre el 31 de mayo y el 20 de Junio, se instalaron pilares de soporte de acero para proporcionar protección contra el daño que podría resultar de eventos sísmicos adicionales.

A finales de septiembre, la temperatura de la SFP de la Unidad 4 fue de menos de 40°C, y un nuevo sistema para brindar enfriamiento activo se encontraba en operación. Ésta es la temperatura típica de una SFP.

5.5 Análisis del Accidente Fukushima Daiichi

Cuando se pierde la corriente alterna dentro y fuera de las instalaciones ocurre un SBO o pérdida completa de suministro de corriente alterna a las barras esenciales y servicios de la central. Como se indicó, esto deja a los siguientes sistemas solos para hacer frente a la pérdida de suministro de agua a la RPV:

- Los sistemas de condensadores de aislamiento en los BWR/3s, como la Unidad 1 Fukushima Daiichi.

- Los sistemas RCIC en los BWR/4s, como las Unidades 2 a 5 de Fukushima Daiichi; en los BWR/5s, como la unidad 6 de Fukushima Daiichi y en los BWR/6s.
- Los sistemas HPCI en los BWR/3s y los BWR/4s como las Unidades 1 a 5 de Fukushima Daiichi.

Adicionalmente a los sistemas mismos, la corriente directa y el nitrógeno comprimido (en aire) son requeridos para abrir y cerrar válvulas y operar sistemas de control, así como suministrar energía para la instrumentación que el operador necesite para tomar las acciones necesarias.

Un sistema de condensador de aislamiento es capaz de mantener el enfriamiento del núcleo y remover el calor por decaimiento, pero si hay fugas en la barrera de presión se requiere agua adicional para el ajuste del sistema del reactor. Los sistemas RCIC y HPCI son capaces de añadir más agua de la necesaria que el aporte por el vapor generado por el calor de decaimiento y puede manejar pequeñas fugas o filtraciones adicionales. Durante la operación de los sistemas RCIC Y HPCI, la presión del reactor es controlada por acción de la válvula de alivio y seguridad, pero el vapor es condensado por la piscina de supresión dentro de la contención, por lo que eventualmente la remoción del calor de decaimiento de la contención se debe restaurar o la contención ventilada.

Adicionalmente al equipo instalado discutido, las NPP tienen bombas directas impulsadas por diesel como parte del sistema de protección contra fuego, o la flexibilidad de conectar camiones de bomberos a la tubería instalada para llevar el agua de reposición de la RPV. Además del tiempo extra que toma utilizar estas fuentes adicionales de emergencia, la RPV debe ser despresurizada a un grado suficientemente bajo para que las bombas de baja presión sean capaces de inyectar. Esto también significa que necesario abrir manualmente las SRVs para bajar la presión del reactor. La apertura manual de las SRVs sigue requiriendo corriente directa y nitrógeno comprimido.

Cuando no hay agua que llevar a la RPV, existe un periodo que va de 1 a 2 horas (dependiendo de que tanto tiempo el reactor haya sido apagado antes de que la reposición de agua se detuviera) antes de que el combustible quede descubierto, y aproximadamente 30 minutos después de eso, el combustible se encenderá liberando hidrógeno y calor de por una reacción entre el metal y el agua y luego derritiéndose. Por otro lado, el gran tamaño de la piscina de supresión implica que la contención podría no alcanzar su presión de diseño por aproximadamente 15 horas. Así, la principal prioridad debe darse a asegurar la reposición de agua de la RPV, incluyendo el aseguramiento de la capacidad de despresurizar para usar bombas de emergencia adicionales en caso necesario.^[10]

En la Unidad 1, la pérdida de corriente directa para la fuerza motriz y la instrumentación debida a la inundación incrementó sustancialmente la dificultad de controlar el accidente. Es desafortunado que además de que el tsunami considerado para el diseño base fuera demasiado alto, no existiera protección para las baterías en caso de inundación. Los operadores no podían preparar las baterías oportunamente para la operación de las SRV. Solamente el sistema de condensadores de aislamiento estuvo disponible inicialmente como sistema de reposición, y debido a la falta de instrumentación, no fue claro que tan bien funcionó. Se comenzaron preparaciones para utilizar

bombas contra incendios pero la despresurización de la RPV, la cual habría sido necesaria para poder inyectar agua no se intentó, probablemente debido a que se pensó que el condensador de aislamiento estaba funcionando cuando en realidad no era así. Para el momento en el que se supo que el condensador de aislamiento no estaba funcionando ocurrió la fusión, la cual progresó hasta fracturar la PRV. Esto solucionó el problema de como despresurizar la RPV, pero la presión de la contención era para entonces muy alta para inyectar agua a baja presión, y amenazaba la integridad de la estructura de la contención. Solamente después del venteo las presiones comenzaron a bajar lo suficiente como para añadir suficiente agua a la RPV.

El diseño de ventilación de la contención con válvulas que requieren corriente directa y aire o nitrógeno comprimido para operar, además de un disco de ruptura en línea (con un valor de consigna mayor que la presión de diseño de la contención) que no puede ser desviado, condujeron las presiones de contención a superar ampliamente la presión de diseño debido a las demoras. Muy probablemente, la fuente de hidrógeno en el edificio del reactor fueron las fugas en la contención ocasionadas por las altas presiones, y quizás también debido a las altas temperaturas de la contención que pudieron conducir al deterioro de los sellos principales (la cubierta de la cabeza del pozo y esclusas estancas de persona o de equipos). Otra posible fuente pudo haber sido también filtración pasada la contención de las válvulas de aislamiento.^[10]

En las Unidades 2 y 3, los operadores ameritan reconocimiento por mantener los sistemas RCIC Y HPCI operando todo el tiempo que pudieron. Se hizo notar que la valoración de probabilidad de riesgos realizada en los BWRs ha demostrado el escenario dominante de fusión del núcleo para ser SBO con fallas eventuales de los sistemas RCIC Y HPCI, se calculó en aproximadamente 8 horas debido al número de posibles mecanismos de fallo. Sin embargo en ese período no se hicieron intentos por despresurizar la RPV hasta que estos sistemas fallaron, y debido a las fallas en la corriente directa y problemas con el suministro de nitrógeno comprimido alternativo, la despresurización para permitir la entrada a suministro alternativo de agua se retrasó. Tales estrategias de manejo de accidente necesitan ser pensados de antemano dada la evolución de un accidente.

5.6 Estudios y Simulaciones del Evento

La mayor parte de las simulaciones que se han realizado a partir de este evento se enfocan en el estudio del esparcimiento de material radiactivo a las regiones oceánicas y suelos de los alrededores de la planta. Publicaciones como el *Journal of Environmental Radioactivity* han presentado simulaciones del esparcimiento de Cesio 137 en el océano a raíz del accidente. Por otro lado, instituciones como el *Research Institute of Nuclear Engineering* de la Universidad de Fukui en Japón, han realizado simulaciones de la respuesta de los sistemas de emergencia, como el RCIC, ante la excesiva temperatura a la que llegó el núcleo del reactor. En ésta simulación se modeló particularmente el proceso termohidráulico ocurrido en el interior del núcleo de la Unidad 2 de Fukushima Daichi.

Diversas organizaciones de rango internacional como la American Nuclear Society o la Internacional Atomic Energy Agency o la World Nuclear Association han publicado análisis detallados de los eventos ocurridos durante el accidente.

6. REPRODUCCIÓN DE ACCIDENTE EN EL SIMULADOR

El objetivo de ésta simulación es someter un modelo de reactor VVER-1000 a condiciones similares a las que propiciaron el accidente de Fukushima. Específicamente se rescatan los casos de las unidades en Fukushima Daiichi ya que se encontraban en operación normal y fue más difícil controlar las presiones y temperaturas de sus núcleos que en el resto de las NPPs.

Cabe mencionar que en todas las unidades hubo intervención del personal para tratar de evitar la liberación de emisiones radiactivas mediante la despresurización y el enfriamiento alternativo del combustible del núcleo y el combustible en las SPFs.

Para poder reproducir las condiciones que propiciaron el accidente se deben tomar en consideración las diferencias entre sus sistemas

6.1 Diferencias entre los sistemas BWR y PWR

En el capítulo 1: “Visión de conjunto de una central con reactor nuclear ruso VVER-1000” se explican las diferencias principales entre los BWR y los PWR, como sus ciclos, la diferencia de temperaturas y presiones a las que trabajan, el proceso de transferencia de energía, etc.

En el capítulo 5: “Accidente en las Centrales Nucleoeléctricas en Fukushima” se mencionan el tipo de contención y los sistemas de enfriamiento de emergencia de los BWR de la planta, así como su participación en la evolución del accidente.

En el siguiente cuadro se presentan las diferencias más relevantes entre ambos modelos para la simulación del accidente.

	BWR	VVER
Tipo de contención	<p>Mark I: Distinguido por una contención de pozo seco con forma de bombilla invertida sobre el pozo húmedo.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Más pequeño que la contención de un PWR - En caso de fuga, el refrigerante del reactor se evapora en el pozo seco presurizándolo. Las tuberías dirigen el vapor por debajo del nivel de agua mantenido en el pozo húmedo para condensarlo. ^[12] 	<p>Contención típica de PWR: Edificio alto, cilíndrico y abovedado. Incluye SGs y al presurizador:</p> <ul style="list-style-type: none"> - 10 veces más grandes que un BWR. - Capacidad volumétrica para la expansión de vapor/aire en caso de fuga. ^[13]
Sistemas de enfriamiento de emergencia	<ul style="list-style-type: none"> - RCIC: Sistema de Refrigeración de Núcleo Aislado - ECCS: Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo - HPCI: Sistema de Inyección de Refrigerante a Alta Presión 	<ul style="list-style-type: none"> - Tanques de enfriamiento a alta presión
Ciclos de	<ul style="list-style-type: none"> - Un solo circuito de refrigerante, 	<ul style="list-style-type: none"> - Dos circuitos, el refrigerante

transferencia de calor	se genera vapor en la vasija por el calor generado en la fisión, se transmite a la turbina.	primario transmite el calor de la fisión al secundario donde se convierte en vapor y se transmite a la turbina.
Regulador de presión	- Vasija sellada a presión	- Vasija sellada a presión y sistema de regulador de presión: Presurizador

Por la diferencia entre los sistemas descritos se esperan respuestas y comportamiento distintos al simular condiciones similares en el VVER. Por ejemplo, el sistema de tanques de enfriamiento a alta presión incluido en la página del circuito primario funciona únicamente cuando la presión en el núcleo es de 60 [kg/cm²] a diferencia del sistema RCIC que funciona con el vapor del reactor y puede añadir agua a diferentes presiones. Más adelante se observan los diferentes papeles de cada sistema en la evolución del accidente.

6.2 Secuencia de eventos de la simulación

Como se mencionó en el capítulo 5, la situación en las unidades en Fukushima Daiichi se caracterizó por las siguientes fallas o sucesos en las unidades más afectadas.

- #1. Señal de scram como respuesta inmediata al terremoto así como cierre de las MSIVs.
- #2. Pérdida del funcionamiento de equipos por “black out” y posterior inundación de instalaciones eléctricas, generadores de emergencia, instrumentación etc.
- #3. Activación de despresurización y sistemas de enfriamiento de emergencia.
- #4. Pérdida de capacidad de enfriamiento a largo plazo. Como consecuencia de ello daño en la vasija y en el revestimiento del combustible ocasionando reacción química con el vapor y producción de hidrógeno.

Se sabe que no en todas las unidades se dieron estos eventos, sin embargo fueron los que se eligieron para la simulación principalmente por ser capaces de generar estancamiento de calor en el núcleo y por activar el sistema de enfriamiento de emergencia contemplado en el simulador.

No es posible reproducir con precisión lo ocurrido en cualquiera de las unidades por las limitantes que presenta el programa. En el simulador no se contemplan los siguientes elementos:

- Generadores de diesel de emergencia
- Presencia de fracturas en la vasija del reactor o daño en cualquiera de los equipos por exceso de temperatura y/o presión
- Almacenamiento de combustible usado
- Combustible descubierto por falta de refrigerante (el nivel mínimo cubre 342 [cm] de agua en el presurizador, el núcleo no puede quedar descubierto en operación normal)
- Generación de hidrógeno por daño en los elementos combustibles

Así que se diseñó una secuencia de sucesos que asemejara lo sucedido en los reactores de Fukushima Daiichi con los recursos que ofrece el programa.

Durante la simulación se da seguimiento a los siguientes parámetros. Conocer las condiciones del núcleo es particularmente importante. Se siguen otros parámetros para entender cómo se transfiere el calor a los circuitos de refrigerante disponibles y otros sistemas.

Parámetros del núcleo.

- Potencia neutrónica [%]
- Posición de grupo CR #1 [0...1]
- Presión en la vasija [kg/ cm²]

Parámetros del circuito primario

- Presión en el presurizador [kg/ cm²]
- Nivel en el presurizador [cm]
- Presión en tanque de agua a alta presión [kg/ cm²]
- Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]
- Diferencia de presión en MCP #1 [kg/ cm²]
- Temperatura de pierna fría Lazo #1 [°C]
- Temperatura de pierna caliente Lazo #1 [°C]

Parámetros del circuito secundario

- Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]
- Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm²]

Parámetros de sistemas de alimentación y purga (TK)

- Flujo en la línea de alimentación del circuito primario [t/h]

Se elige en grupo CR#1 en vez del #10 ya que en operación normal se encuentra totalmente fuera del núcleo.

En la primera parte de la simulación no se graficarán parámetros del sistema de soporte de procesos (TQ) ni el sistema de enfriamiento de agua de extracción (TF) ya que no presentan transitorios relevantes. Sin embargo, estos sistemas se consideran al simular la pérdida de potencia en sistemas de bombeo de refrigerante a causa de una supuesta inundación.

La primera acción se realiza con el reactor operando a potencia nominal. Se inicia el experimento después de 1 minuto de operación normal para permitir que los parámetros se estabilicen.

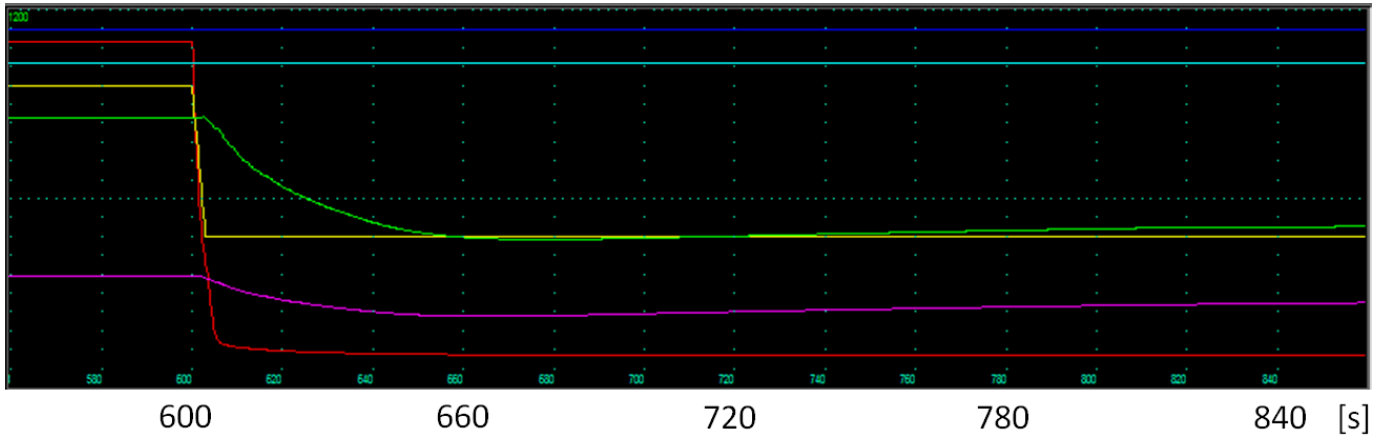
Se supone que el reactor se ve inicialmente sometido a una señal de scram como respuesta a un terremoto de alta magnitud.

Todos los sistemas permanecerán estables y en operación normal incluyendo las protecciones de emergencia. Esto último debido a que se considera que el tsunami no ha arribado a la planta hasta dentro de 40 minutos a partir del terremoto.

Tiempo	Evento	Página
0 segundos	El reactor se encuentra en operación normal. Se determinan en la página de tendencias GRP los parámetros a los que se dará seguimiento.	GRP
10 minutos	Se activa la señal de scram, se cierran las MSIVs	CPS 2C
	-Todas las barras de control se han introducido como indica la posición del grupo #1. -La potencia neutrónica desciende hasta casi ser cero -La presión del presurizador y su nivel decrecen parcialmente -Como parte de la protección de los Generadores de Vapor se apagan MCPs automáticamente como respuesta al cierre de las MSIVs -Se incrementa el flujo de alimentación del circuito primario	CPS, GRP CPS, GRP 1C, GRP 1C, GRP TK,GRP
50 minutos	Todos los parámetros graficados permanecen estables	

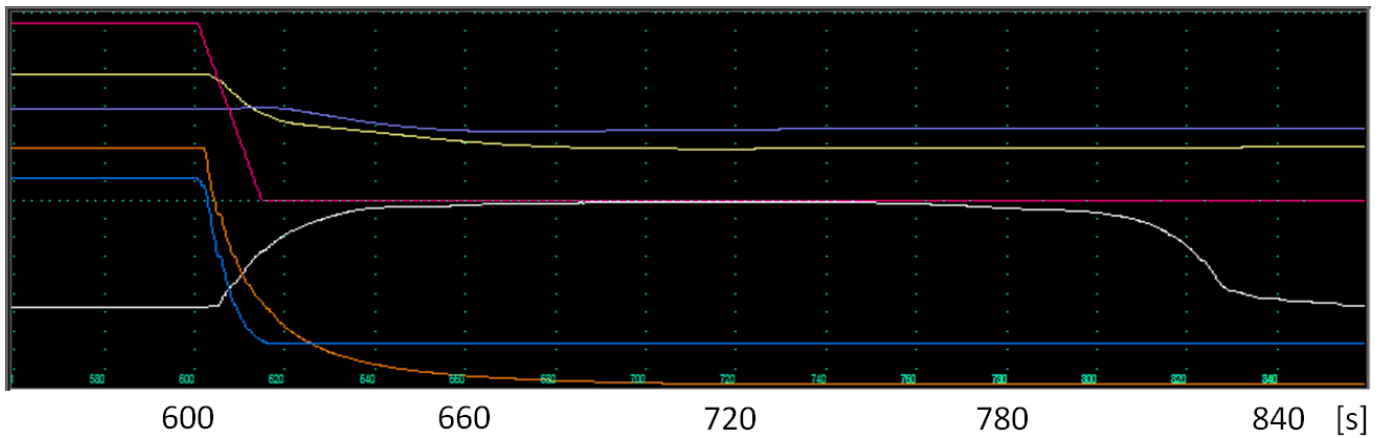
A continuación se muestran las gráficas correspondientes al transitorio ocasionado por la señal de scram y cierre de las MSIV.

Gráfica 6.1.1



Tiempo [s]		859
■	Potencia neutrónica [%]	4.00E-03 (-10/110)
■	Posición del grupo CR #1 [0...1]	0 (-1/1.5)
■	Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	144.636 (100/300)
■	Presión del presurizador [kg/ cm ²]	144.804 (100/300)
■	Nivel del presurizador [cm]	568.122 (100/1200)
■	Presión en tanque de agua a alta presión [kg/ cm ²]	60.1622 (0/70)
■	Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]	650 (100/680)

Gráfica 6.1.2



Tiempo [s]		859
■	Diferencial de presión en MCP #1 [kg/ cm ²]	0 (-0.1/10)
■	Temperatura de pierna fría Loop #1 [°C]	278.223 (150/350)
■	Temperatura de pierna caliente Loop #1 [°C]	272.692 (100/350)
■	Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]	0 (-1/1)
■	Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	20.3132 (10/100)
■	Flujo en la línea de alimentación C1 [t/h]	21.6176 (0/100)

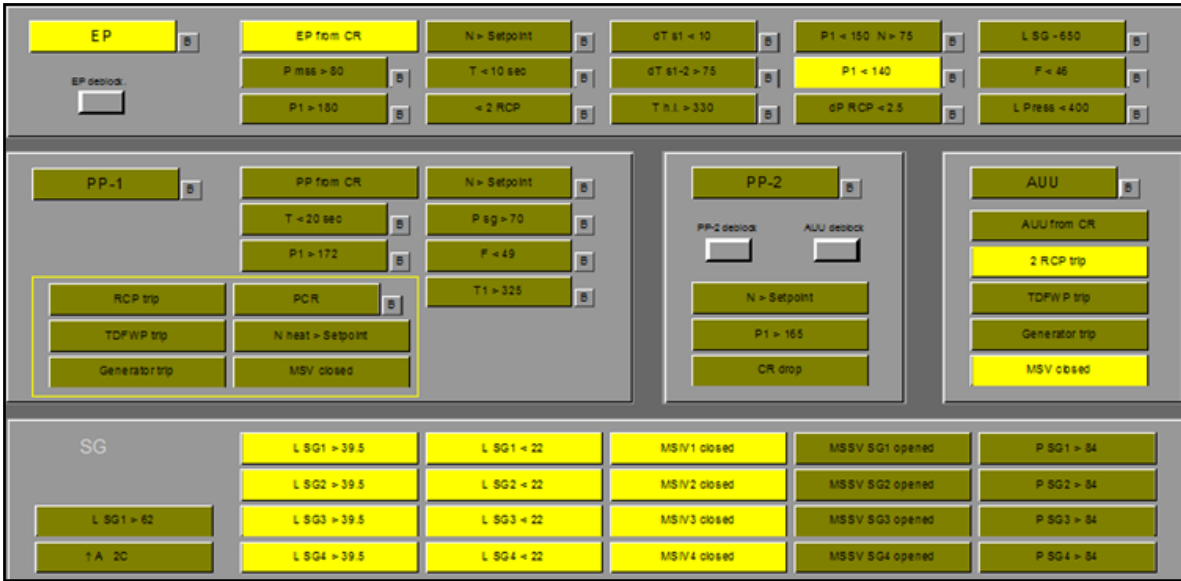
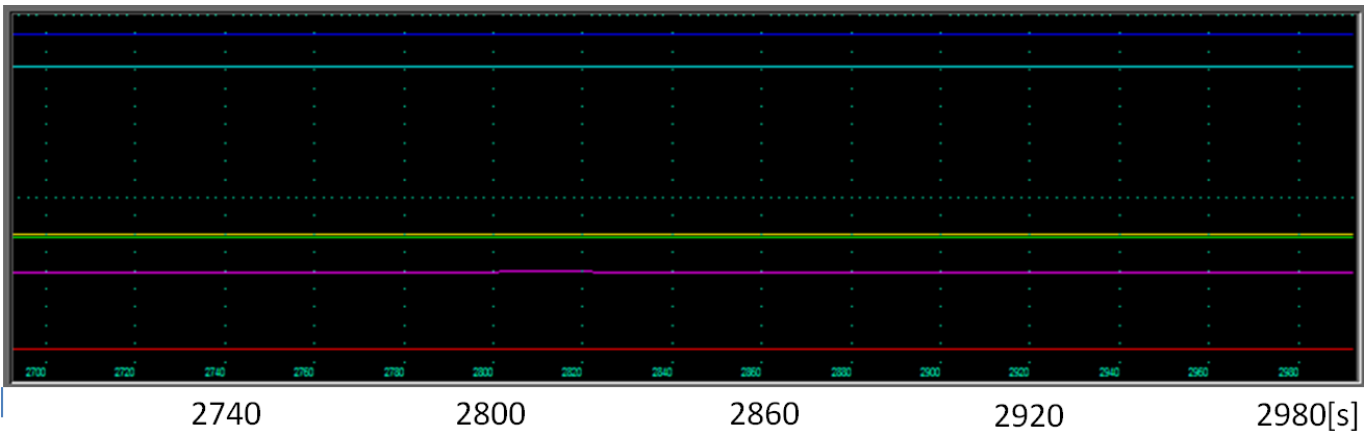


Figura 6-1. Señales de protección activadas durante la primera parte de la simulación

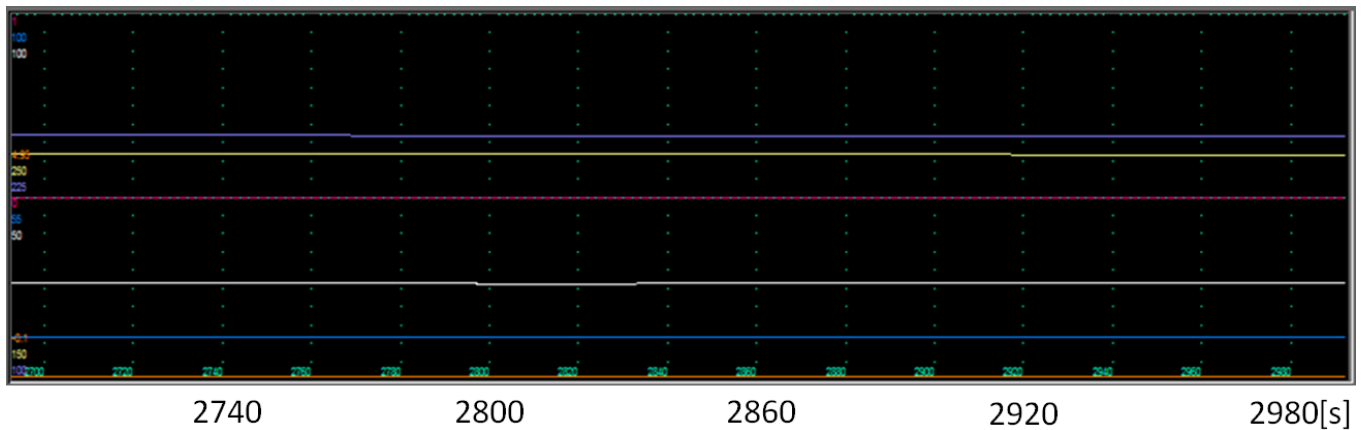
Han pasado 40 minutos desde que se dieron la señal de scram y el cierre de las MSIV, una vez que se estabilizan sus efectos los parámetros quedan de la siguiente forma.

Gráfica 6.1.3



Tiempo [s]	2992
Potencia neutrónica [%]	$1.54 \cdot 10^{-7}$ (-10/110)
Posición del grupo CR #1 [0...1]	0 (-1/1.5)
Presión en el núcleo [kg/cm^2]	159.542 (100/300)
Presión del presurizador [kg/cm^2]	159.163 (100/300)
Nivel del presurizador [cm]	531.825 (100/1200)
Presión en tanque de agua a alta presión [kg/cm^2]	60.1622 (0/70)
Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]	650 (100/680)

Gráfica 6.1.4



Color	Variable	Value at 2992s	Range
Orange	Diferencia de presión en MCP #1 [kg/ cm ²]	0	(-0.1/10)
Yellow	Temperatura de pierna fría Loop #1 [°C]	273.07	(150/350)
Purple	Temperatura de pierna caliente Loop #1 [°C]	266.497	(100/350)
Pink	Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]	0	(-1/1)
Blue	Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	20.3132	(10/100)
White	Flujo en la línea de alimentación C1 [t/h]	26.3359	(0/100)

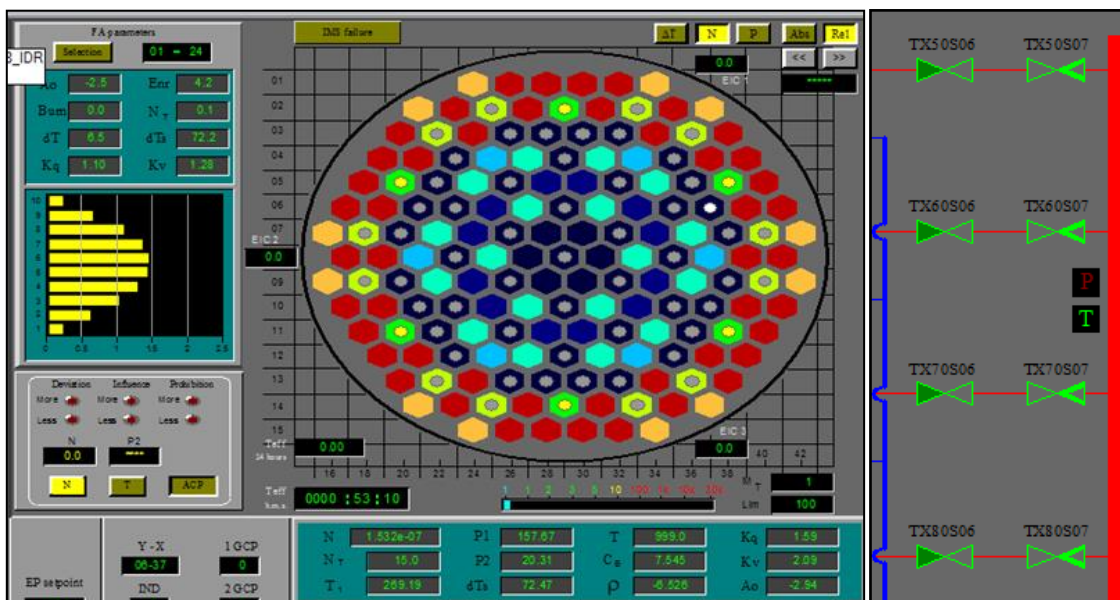


Figura 6-2. A la derecha: Potencia neutrónica en el núcleo casi nula, todos los grupos CR totalmente inmersos, a la izquierda MSIVs cerradas

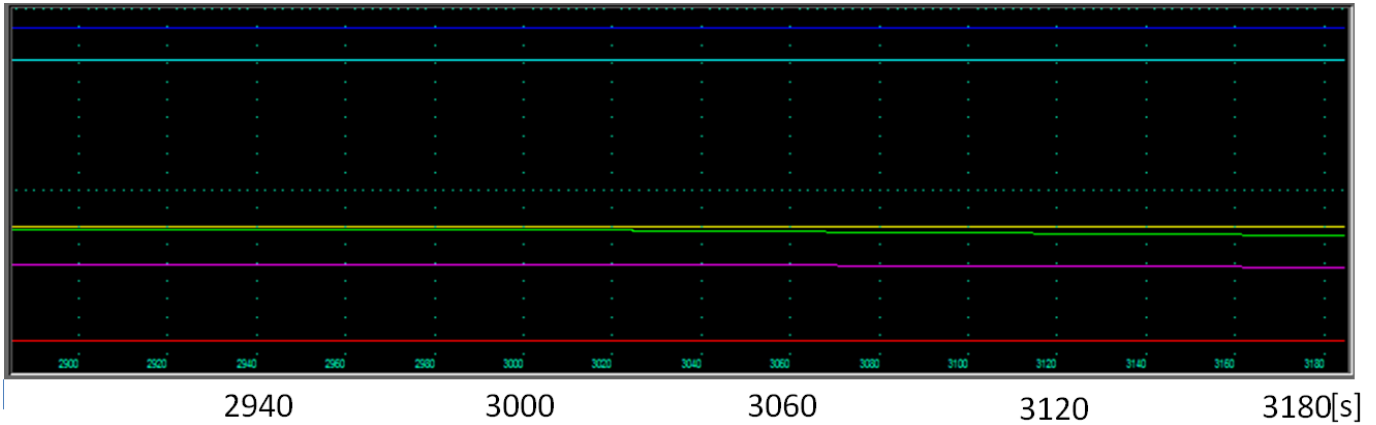
La siguiente parte de la simulación consiste en simular la pérdida de corriente que sufrió la planta y falla en los sistemas por la llegada del tsunami. Se considera que se pierden inicialmente los sistemas que se encuentran fuera de la contención (remarcada en el simulador con una línea amarilla en las páginas TF, TK Y TQ) por ser más propicios a daños provenientes del exterior.

Posteriormente se desactivarán los sistemas pertenecientes al edificio de la turbina siguiendo la lógica de que los últimos sistemas que están propensos a sufrir daños son los que se encuentran en el circuito primario.

Tiempo	Evento	Página
50 minutos	<p>Se cambia la velocidad de la simulación a 0.1 para realizar las modificaciones sin perder de vista los cambios en los sistemas</p> <p>-Suspensión del sistema de alimentación y purga: Se apagan las bombas de alimentación del circuito primario, válvulas motorizadas reguladoras del nivel en el presurizador son cambiadas a modo remoto todo dentro de la contención.</p> <p>-Suspensión del sistema del soporte de procesos: las bombas ya se encuentran apagadas, las válvulas de control de nivel de generadores de vapor se cambian a modo remoto.</p> <p>-Suspensión del sistema de enfriamiento de agua de extracción, se apagan bombas, se cambian válvulas a modo remoto</p>	<p>TK</p> <p>TQ</p> <p>TF</p>
51 minutos	<p>-Se suspenden los equipos del circuito secundario, se apagan las FWP, las válvulas motorizadas de control de nivel de SGs se cambian a modo remoto al igual que las válvulas de alivio de vapor principales (MSRV)</p> <p>-Se suspenden los equipos del circuito primario, comenzando por las MCPs. Las válvulas de los SGs, y las que conectan el presurizador con los lazos del reactor se cambian a modo remoto. Los calentadores eléctricos del presurizador se apagan</p>	<p>2C</p> <p>1C</p>
52 minutos	<p>Por último se bloquean todas las señales de emergencia. En éste momento hay muchas señales encendidas, se bloquean estas también.</p>	TAB

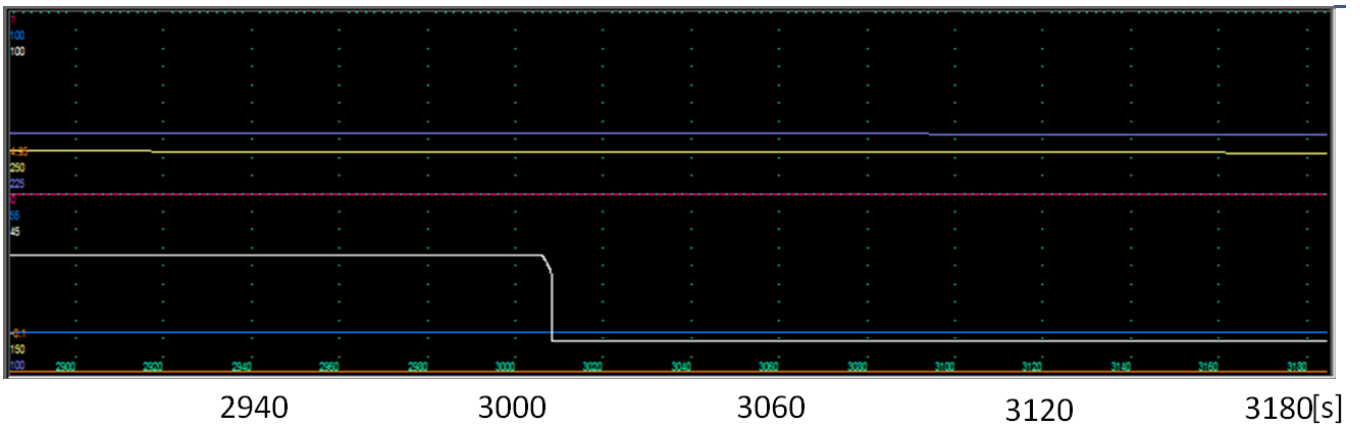
A continuación se muestran las gráficas del periodo transitorio inmediato a las acciones correspondientes a la pérdida de potencia en diversos equipos.

Gráfica 6.1.5



Tiempo [s]	3185
Potencia neutrónica [%]	1.53*10 ⁻⁷ (-10/110)
Posición del grupo CR #1 [0...1]	0 (-1/1.5)
Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	157.459 (100/300)
Presión del presurizador [kg/ cm ²]	156.982 (100/300)
Nivel del presurizador [cm]	512.538 (100/1200)
Presión en tanque de agua a alta presión [kg/ cm ²]	60.1622 (0/70)
Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]	650 (100/680)

Gráfica 6.1.6



Tiempo [s]	3185
Diferencia de presión en MCP #1 [kg/ cm ²]	0 (-0.1/10)
Temperatura de pierna fría Loop #1 [°C]	272.416 (150/350)
Temperatura de pierna caliente Loop #1 [°C]	265.863 (100/350)
Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]	0 (-1/1)
Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	20.3132 (10/100)
Flujo en la línea de alimentación C1 [t/h]	0 (0/100)

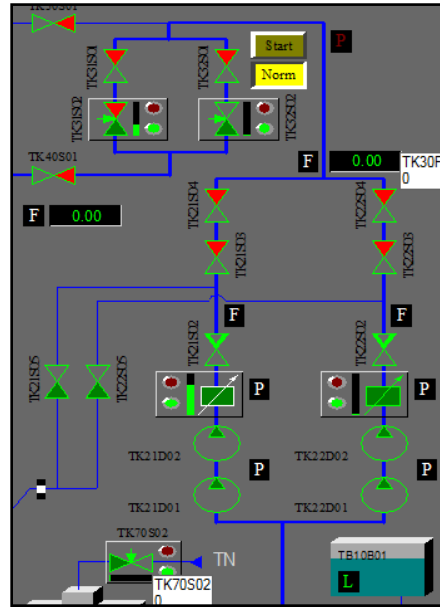


Figura 6-3. Línea de alimentación al circuito primario y controlador de nivel del presurizador suspendidos

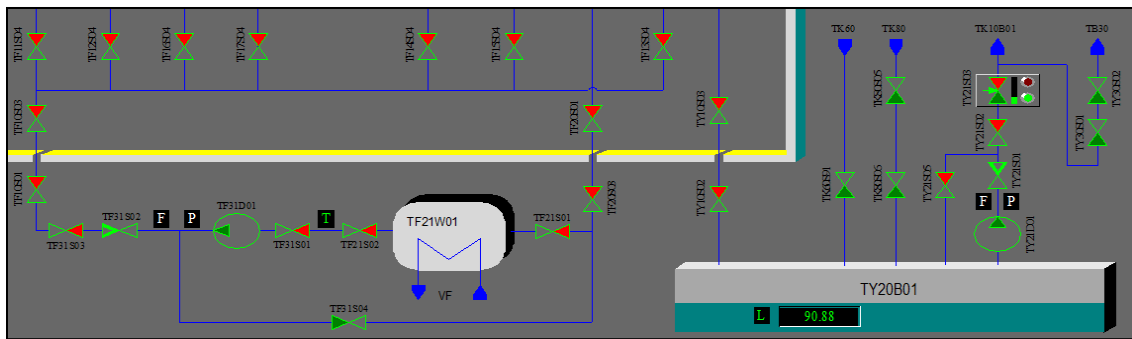


Figura 6-4. Equipo de enfriamiento de agua de extracción suspendido

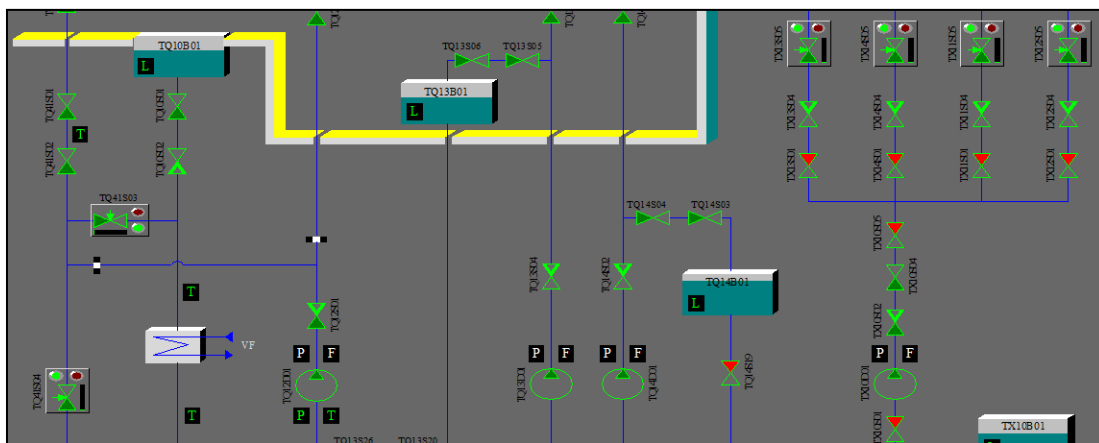


Figura 6-5. Equipo del sistema de soporte suspendido

1 hora 44 minutos y 53 segundos	-El agua en el presurizador llega a su mínimo nivel -La presión en el circuito primario es menor a 140 [kg/ cm ²]	1C TAB
6 horas 16 minutos y 5 segundos	-El nivel en el tanque de almacenamiento de agua drenada llega a su límite superior. Esto se debe a que no hay alimentación al circuito primario	TF TAB
	-Las temperaturas de las piernas fría y caliente siguen bajando lentamente así como la presión en el circuito primario. El resto de los parámetros permanecen estables por al menos 8 horas	1C TAB
14 horas 31 minutos y 19 segundos	-La presión en el núcleo llega a 60.15 [kg/cm ²] igualando la presión de los tanques de almacenamiento a alta presión, el nivel de éstos comienza a decrecer	1C TAB

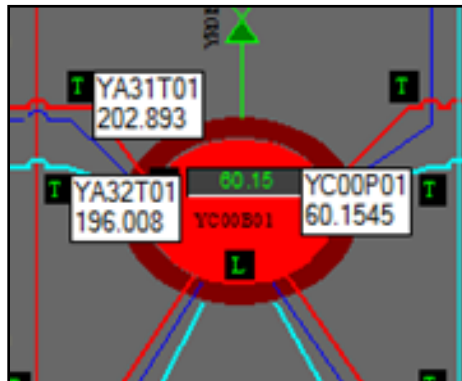
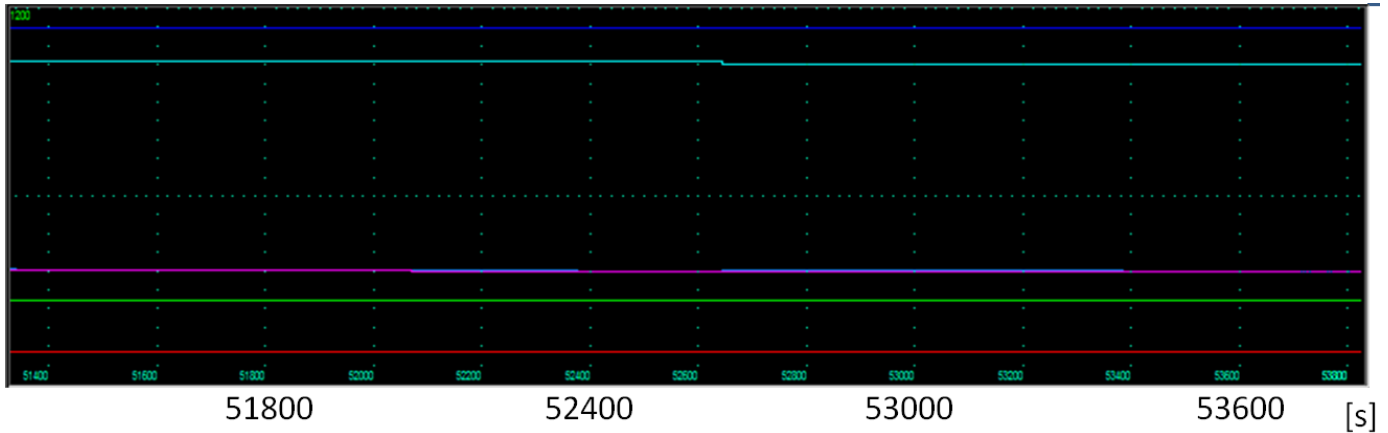


Figura 6-6. Presión el núcleo (YC00P01) iguala a la presión de los tanques de almacenamiento a alta presión

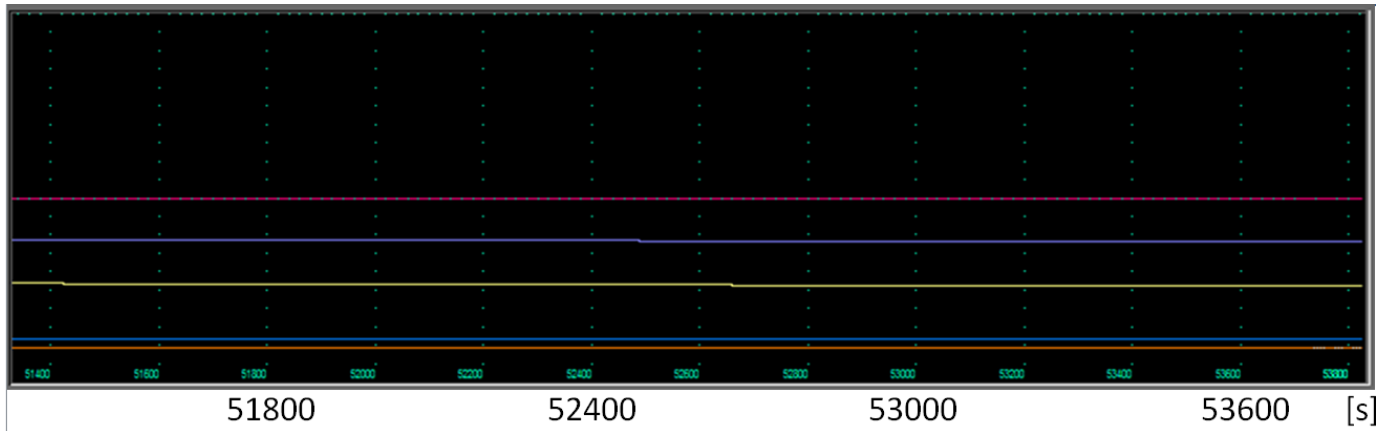
A continuación se presentan los cambios en los parámetros una vez que el agua de los refrigerantes entra al núcleo.

Gráfica 6.1.8



Tiempo	1h 57m 07s
■ Potencia neutrónica [%]	1.41*10 ⁻⁷ (-10/110)
■ Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	59.96 (0/200)
■ Presión del presurizador [kg/ cm ²]	59.73 (0/200)
■ Nivel del presurizador [cm]	342 (100/1200)
■ Presión en tanque de agua a alta presión [kg/ cm ²]	59.4838 (0/70)
■ Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]	648.959 (100/680)

Gráfica 6.1.9

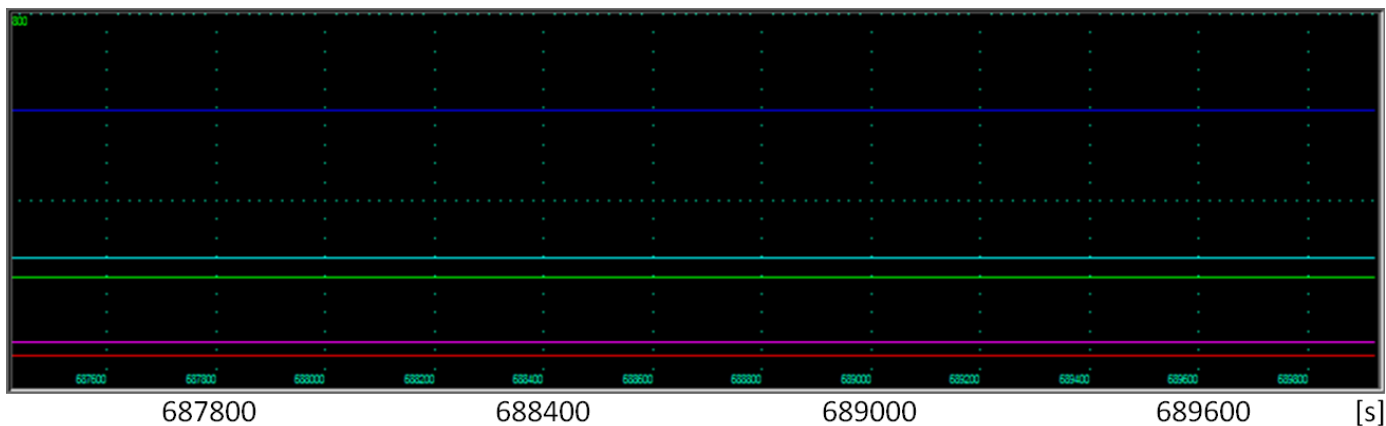


Tiempo [s]	1h 57m 07s
■ Diferencia de presión en MCP #1 [kg/ cm ²]	0 (-0.1/10)
■ Temperatura de pierna fría Loop #1 [°C]	201.964 (150/350)
■ Temperatura de pierna caliente Loop #1 [°C]	195.088 (100/350)
■ Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]	0 (-1/1)
■ Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	20.3132 (10/100)
■ Flujo en la línea de alimentación C1 [t/h]	0 (0/100)

Pasadas 190 horas los parámetros se han estabilizado por completo. Las temperaturas de las piernas fría y caliente siguen bajando pero a una tasa muy baja, la presión en el núcleo sigue

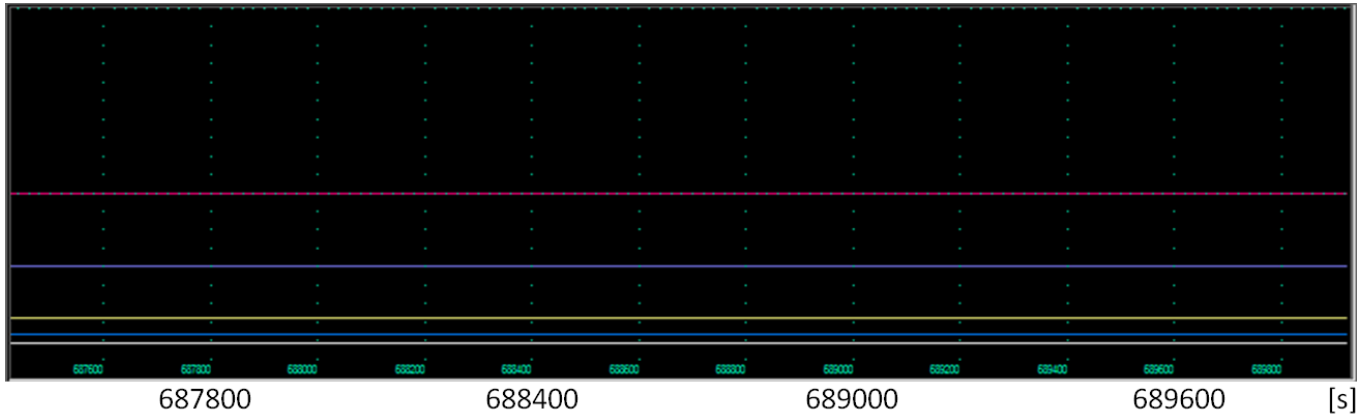
bajando. El agua de los tanques a alta presión ha dejado de introducirse al núcleo posiblemente porque el tanque de almacenamiento de agua drenada se encuentre a su límite y las válvulas que conectan los lazos primarios con el presurizador se encuentran cerradas provocando que el circuito primario se llene por completo.

Gráfica 6.1.10



Tiempo	191h 38m 46s
■ Potencia neutrónica [%]	4.66*10 ⁻⁷ (-10/110)
■ Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	24.1318 (0/200)
■ Presión del presurizador [kg/ cm ²]	23.8914 (0/200)
■ Nivel del presurizador [cm]	342 (150/800)
■ Presión en tanque de agua a alta presión [kg/ cm ²]	24.3848 (0/70)
■ Nivel en tanque de agua a alta presión [cm]	531.141 (100/680)

Gráfica 6.1.11



Tiempo [s]	191h 38m 46s
Diferencia de presión en MCP #1 [kg/ cm ²]	0 (-0.1/10)
Temperatura de pierna fría Loop #1 [°C]	182.029 (150/350)
Temperatura de pierna caliente Loop #1 [°C]	175.235 (100/350)
Posición de válvulas gobernadoras de turbina [0...1]	0 (-1/1)
Presión en el colector principal de vapor [kg/ cm ²]	20.3132 (10/100)
Flujo en la línea de alimentación C1 [t/h]	0 (0/100)

6.3 Prolongación del Enfriamiento mediante Intervención del Usuario

Existe la posibilidad de bajar la temperatura del núcleo aún más mediante el sistema de enfriamiento del circuito primario de la página de soporte de procesos. Esto se realiza en base a la suposición de la recuperación de potencia desde fuentes externas o internas.

Un hecho así en la vida real podría ser factible pues sería equivalente a recuperar potencia suficiente para alimentar un sistema de bombas después de una semana de ocurrido el accidente. La vasija se encuentra a una presión muy baja y permitiría que una bomba que no necesariamente trabaje a alta presión inyectara refrigerante al circuito primario.

En esta segunda parte de la simulación se monitorean los siguientes parámetros.

Control de reactividad (CPS)

- Potencia neutrónica [%]
- Temperatura promedio del circuito primario [°C]

Circuito primario (1C)

- Presión en el núcleo [kg/ cm²]
- Temperatura de pierna caliente lazo #1 [°C]
- Temperatura de pierna fría lazo #1 [°C]

- Nivel del presurizador [cm]
- Nivel de tanque de agua a alta presión [cm]

Sistema de enfriamiento de agua de extracción (TF)

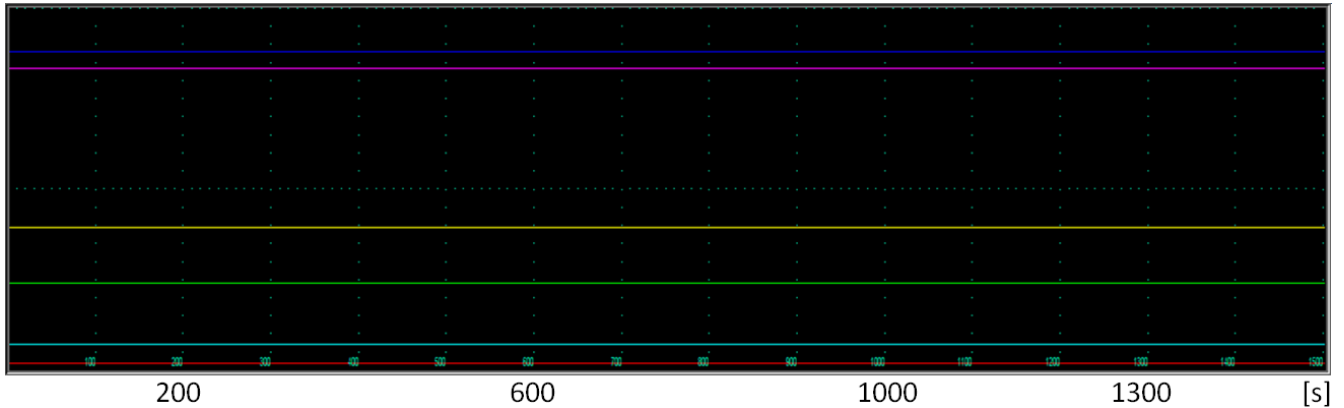
- Nivel del tanque de almacenamiento de agua drenada (circuito primario) [cm]

Sistema de soporte de procesos (TQ)

- Nivel en tanque de agua de enfriamiento dentro de la contención [cm]
- Nivel en tanque de agua de enfriamiento dentro de la contención [cm]
- Nivel en tanque de concentrado de boro [cm]

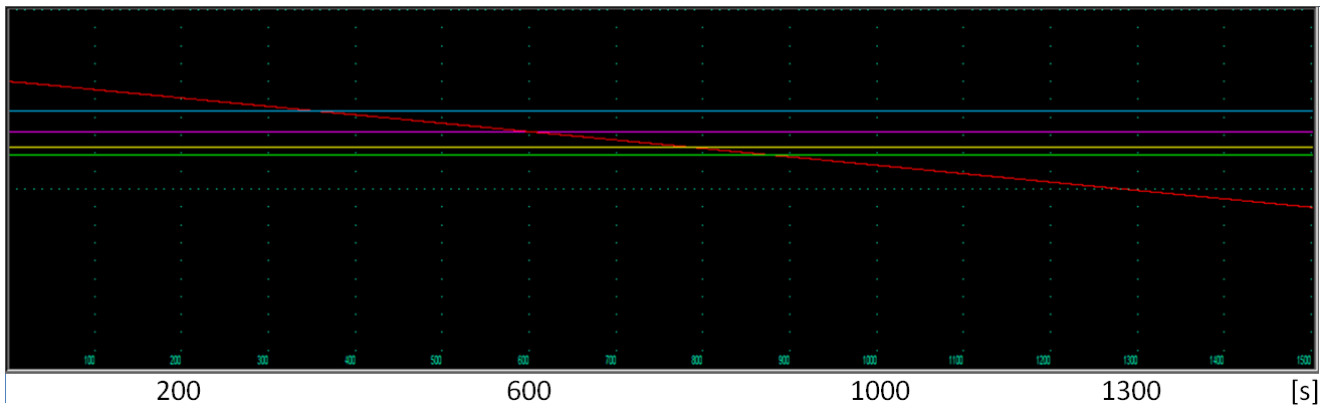
Pasadas 120 horas y 42 minutos	Los parámetros se encuentran estables. Se enciende la bomba del tanque de almacenamiento de agua drenada. Se deja encendida la bomba hasta que el nivel vuelva a ser 150. Esto se hace con el objeto de brindar capacidad para almacenar el refrigerante que provenga de los tanques a alta presión.	TF
22 minutos 36 segundos después	Se cierran manualmente los tanques de alta presión.	1C
24 minutos y 52 segundos después	Se encienden las bombas del sistema de enfriamiento del circuito primario. Primero se consume el tanque de refrigerante en el interior de la contención y luego el que se encuentra fuera de la contención. Cuando el nivel de TQ13L01 llega a 23.82 se enciende la bomba de boro de la página de soportes	TQ
1 hora 40 minutos después	Se abren manualmente los tanques de alta presión antes de que la presión del núcleo incremente y no sea posible.	1C

Gráfica 6.2.1



Tiempo [s]	25 minutos 2 segundos
Potencia neutrónica [%]	4.666*10 ⁻⁷ (-10/500)
Temperatura promedio de 1C [°C]	178.623 (100/300)
Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	24.1305 (0/100)
Temperatura de pierna caliente loop#1	182.013 (50/200)
Temperatura de pierna fría loop#1	175.219 (50/200)
Nivel en el presurizador [cm]	342 (300/900)

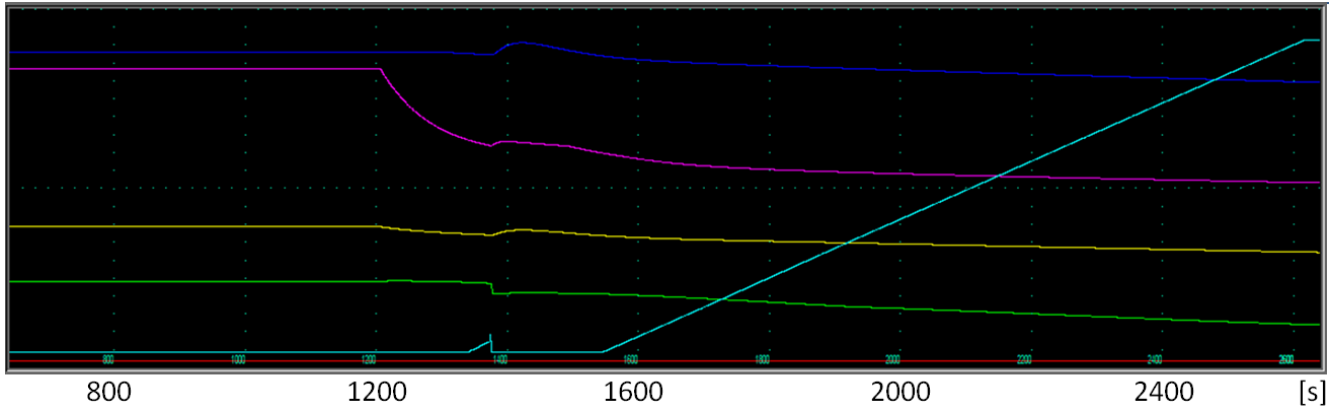
Gráfica 6.2.2



Tiempo [s]	25 minutos 2 segundos
Nivel de agua drenada [cm]	142.423 (120/170)
Nivel en tanque de alta presión [cm]	531.141 (100/800)
Nivel en tanque dentro de la contención [cm]	125 (0/210)
Nivel en tanque fuera de la contención [cm]	645 (0/900)
Nivel de concentrado de boro de soporte [cm]	330 (0/500)

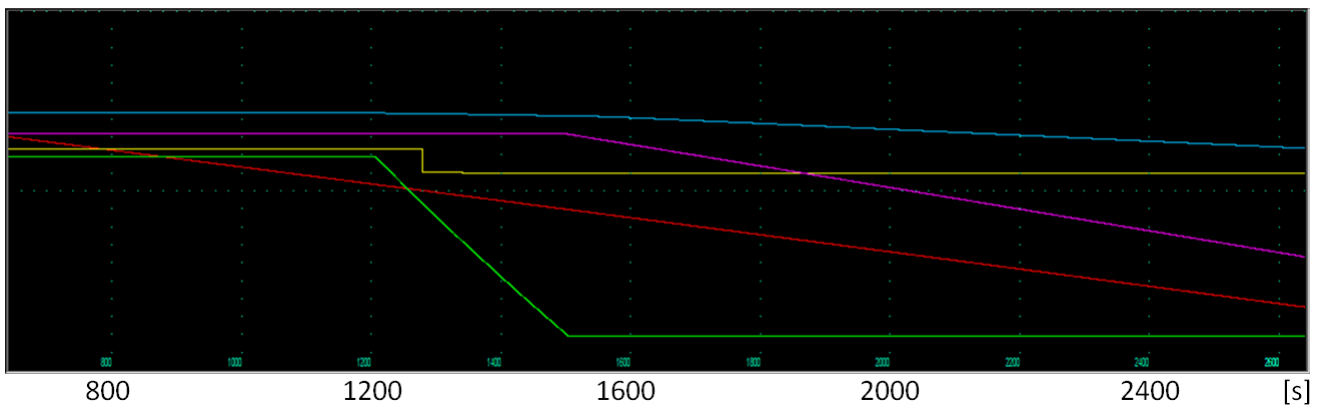
Como se observa en las dos gráficas previas, las medidas de mayor interés permanecen estables. Por otra parte se observa cómo va descendiendo el nivel del tanque de almacenamiento de agua drenada del circuito primario.

Gráfica 6.2.3



Tiempo [s]	44 minutos 1 segundos	
Potencia neutrónica [%]	1.493*10 ⁻⁷	(-10/500)
Temperatura promedio de 1C [°C]	164.27	(100/300)
Presión en el núcleo [kg/ cm ²]	11.875	(0/100)
Temperatura de pierna caliente loop#1	169.341	(50/200)
Temperatura de pierna fría loop#1	127.341	(50/200)
Nivel en el presurizador [cm]	1213.25	(300/900)

Gráfica 6.2.4



Tiempo [s]	44 minutos 1 segundos	
Nivel de agua drenada [cm]	128.79	(120/170)
Nivel en tanque de alta presión [cm]	484.478	(100/800)
Nivel en tanque dentro de la contención [cm]	20	(0/210)
Nivel en tanque fuera de la contención [cm]	556.439	(0/900)
Nivel de concentrado de boro de soporte [cm]	157.791	(0/500)

Se observa como los niveles de presión y temperatura del circuito primario se incrementan. El nivel en el presurizador se incrementa también debido a que el circuito primario recibe refrigerante del sistema de soporte de procesos.

7. CONCLUSIONES

Como se mencionó en el capítulo anterior, debido a las limitantes del simulador no se puede hacer una réplica precisa del comportamiento que tendría un reactor VVER-1000 ante un suceso como el ocurrido el Fukushima. Sin embargo, la simulación arrojó resultados interesantes a partir de los cuales se observa un comportamiento estable en la mayor parte del tiempo.

En el siguiente cuadro se presenta una descripción general de los sistemas en cada etapa de la simulación.

Acciones sobre el simulador	Respuesta de los sistemas
<p>Etapa 1 (minuto 10) El reactor se encuentra en operación normal. Posteriormente se activa la señal de scram y se cierran las MSIVs.</p>	<p>(del minuto 14 al minuto 50) La potencia del reactor disminuye hasta 0.004% de su potencia nominal. Como parte de la protección de emergencia por el cierre de las MSIVs, las MCPs también detienen su funcionamiento para detener la transferencia de calor y evitar que se eleve la presión de vapor. El flujo de alimentación al circuito primario incrementa para disminuir la temperatura en el circuito primario</p>
<p>Etapa 2 (de 50 minutos a 52 minutos) Se suspende el sistema de alimentación y purga, el sistema de soporte de procesos y el sistema de enfriamiento de agua de extracción.</p> <p>Posteriormente se suspenden los sistemas del circuito secundario que sigan encendidos.</p> <p>Se bloquean las señales de emergencia. Todas estas suspensiones se realizan asumiendo que se ha interrumpido la alimentación de corriente a los sistemas, deteniendo su funcionamiento.</p>	<p>(de 1hr 44 minutos a 14 horas 31 minutos) El nivel del presurizador llega a su nivel mínimo debido a que la presión en el circuito primario llega a ser menor a 140 [kg/ cm²]</p> <p>Debido a que no hay circulación en el circuito primario el nivel en el tanque de almacenamiento llega a su límite superior.</p> <p>Las temperaturas de las piernas fría y caliente disminuyen al igual que la presión en el circuito primario por el previo descenso de la potencia en el núcleo.</p> <p>Cuando la presión del núcleo es menor a 60.15 [kg/ cm²] recibe el agua de los tanques de almacenamiento a alta presión. Esto disminuye aún más la temperatura dentro del núcleo y por lo tanto la presión.</p>

Sin realizar ningún otro cambio ni restablecer ningún sistema y pasadas 120 horas los parámetros se estabilizan y quedan como se muestra a continuación:

- Presión en el núcleo 24.13 [kg/ cm²]
- Temperatura promedio del circuito primario 178.64 [°C]

- Potencia neutrónica 4.6*10⁻⁷ [%]
- Concentración de boro 7.542 [g/kg]

Lo que se puede concluir que los sistemas de emergencia del reactor, por sí solos pueden hacer que la presión en el núcleo disminuya. Esto permitiría continuar el enfriamiento del núcleo con ayuda de sistemas externos que no necesariamente trabajen a altas presiones.

Esto representa una ventaja sobre lo sucedido en las unidades 1 y 2 de Fukushima Daiichi ya que en estas no ocurrió una despresurización adecuada ocasionando daños en la vasija. En el caso de la unidad 3 no se llegó a presiones de riesgo debido al consumo de vapor del sistema HPCI.

Se añadió una serie de operaciones más con el objetivo de bajar la temperatura en el circuito primario a partir de las condiciones obtenidas en la primera parte.

Para realizar esto se supone que pasadas 120 horas ya se habrá restablecido el suministro eléctrico para sistemas esenciales.

Acciones sobre el simulador	Respuesta de los sistemas
<p>Etapas 3 (a 120 horas) Se enciende la bomba del tanque de almacenamiento de agua drenada para restablecer el flujo en el circuito primario.</p> <p>Se enciende el sistema de enfriamiento del circuito primario, el sistema de soporte de procesos y los tanques de alta presión.</p>	<p>(a 120 horas) Hay capacidad en el tanque de almacenamiento para el refrigerante proveniente de los tanques a alta presión y para que se continúe el enfriamiento.</p> <p>Se puede disminuir cerca de [30 °C] más la temperatura promedio del circuito primario sin que se vuelva a presurizar el núcleo.</p>

Terminada esta segunda etapa los parámetros quedan de la siguiente manera

- Presión en el núcleo 5.69 [kg/ cm²]
- Temperatura promedio del circuito primario 143.87 [°C]
- Potencia neutrónica 1.0*10⁻⁷ [%]
- Concentración de boro 11.99 [g/kg]

De lo que se puede concluir que con ayuda de sistemas que no son necesariamente los principales se puede llevar al reactor a un estado estable.

En esta simulación no se contempla el almacenamiento de combustible usado, lo cual representó complicaciones serias para los reactores en Fukushima como en el caso de la Unidad 4 Daiichi y

sumado a que los sistemas de emergencia (y los sistemas en general) de los reactores no son iguales es aventurado hacer una comparación cuantitativa de la respuesta de cada uno.

Sin embargo, se puede concluir que debido al sistema de regulación de la presión y a los tanques de alta presión el reactor tiene una respuesta muy estable ante la pérdida de funcionamiento de sus componentes.

7.1. Trabajos Previos

No es sencillo encontrar trabajos parecidos al que se plantea en ésta tesis ya que la mayoría de simulaciones que se realizaron al respecto siguen a la tecnología de los BWR. Sin embargo es posible hacer una comparación con una simulación realizada usando un código de análisis de seguridad de reactores llamado TRAC-BF1. En el ya mencionado trabajo se simuló la activación del sistema de enfriamiento de emergencia RCIC y se midió la variación de la presión del reactor durante un accidente de blackout o pérdida de corriente en la planta con reactor BWR.

Se tomaron como condiciones iniciales el scram del reactor, la parada de la turbina así como de la bomba de recirculación, el cierre de la MSIV y la parada del flujo de agua de alimentación en un accidente de blackout. Posteriormente se inicia la activación del sistema RCIC durante 2.5×10^5 [s].^[14]

La figura 7-1 muestra la variación de presión del reactor durante el tiempo en el que está encendido el sistema RCIC.

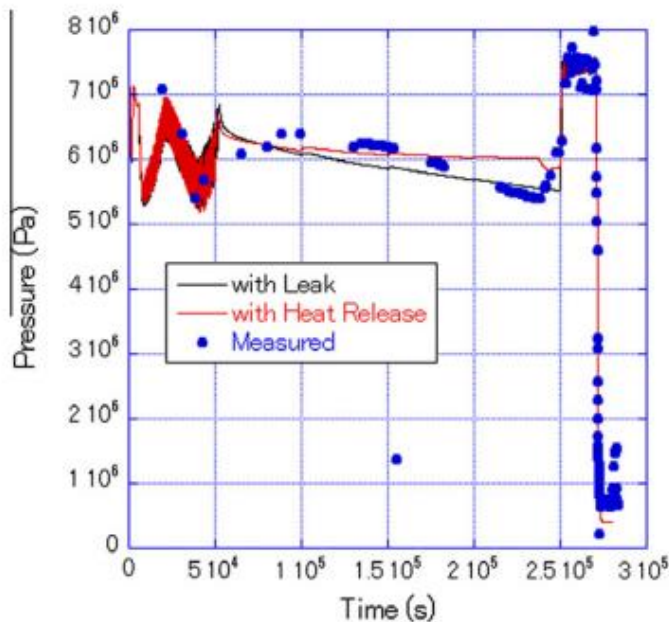


Figura7-1. Variación de la presión mientras se encuentra encendido el sistema RCIC.^[14]

Se observa que el rango de presiones en su parte más general va de los 5×10^6 hasta los 8×10^6 [Pa]. Podemos rescatar estos resultados y compararlos con la variación de la presión que se obtuvo durante la simulación en el VVER.

Durante el tiempo en el que se activó el sistema de enfriamiento de emergencia que se considera en el simulador VVER-1000, es decir los tanques de agua a alta presión, se tiene medida de la presión en el núcleo.

En la sección 6.1 del capítulo 6 “REPRODUCCIÓN DE ACCIDENTE EN EL SIMULADOR” se observa que el flujo de los tanques de alta presión está activo mientras la presión del núcleo sea menor a $60.15 \text{ [kg/ cm}^2\text{]}$. En la gráfica 6.1.10. se observa que la presión del núcleo durante la activación de los tanques llega a ser de $24.13 \text{ [kg/ cm}^2\text{]}$.

Si comparamos los rangos de presión de ambos experimentos tenemos las siguientes cifras durante la activación de los sistemas de enfriamiento de emergencia:

Rango de presión en el núcleo del VVER-1000 durante el enfriamiento de emergencia.	Rango de presión en el reactor BWR durante el enfriamiento de emergencia
24.13 – 60.15 [kg/ cm ²]	$5 \times 10^6 - 8 \times 10^6$ [Pa] ó 50.98 – 81.57 [kg/ cm ²]

Los rangos van en el mismo orden numérico siendo más alto el del reactor BWR.

Se trata de tecnologías distintas, distintos programas y distintos procesos de simulación, por lo tanto resultaría aventurado hacer conclusiones precisas en base a estas cifras. Sin embargo nos dan una idea de las condiciones de los reactores en el momento del enfriamiento de emergencia, las cuales tienen cierta similitud.

Como trabajo a futuro puede rescatarse esta similitud y explicar con mayor profundidad las razones por las cuales existe.

Bibliografía

1. S. Bullbulian, *El descubrimiento de la reactividad*, Fondo de Cultura Económica, Primera Edición, Nicaragua (1987).
2. WWER-1000 Reactor Simulator *Material for Training Courses and Workshops*. Tercera Edición. International Atomic Energy Agency, Vienna (2009).
3. A. Tanarro Sanz, A. Tanarro Onrubia *Diccionario Inglés-Español sobre Tecnología Nuclear*, Segunda Edición (2008).
4. J.R. Lamarsh, A.J. Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*, Tercera Edición Prentice-Hall, Upper Saddle River, New Jersey (2001).
5. *Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators*, International Atomic Energy Agency, Vienna (1998).
6. J. S. Janosy, *Simulation and Simulators for Nuclear Power Generation*, MTA KFKI Atomic Energy Research Institute, Hungría (2011).
7. A. Badulescu y R. Lyon, *Simuladores en las Clases: Enseñanza práctica de fácil uso con simuladores de reactores nucleares*, Boletín International Atomic Energy Agency (2001).
8. Mundo HVACR: Sistemas de Refrigeración en Reactores Nucleares (2011).
<<http://www.mundohvacr.com.mx/mundo/2011/05/sistemas-de-refrigeracion-en-reactores-nucleares/>>
9. Nuclenor: Sistemas de Emergencia, Central Nuclear Sta María de Garoña, España (2012).
< <http://www.nuclenor.org/emergencia.htm>>
10. The American Nuclear Society Special Committee on Fukushima. *Fukushima Daiichi: ANS Committee Report* (2012)
11. World Nuclear Association: Fukushima Accident (2015)
<<http://www.world-nuclear.org/info/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-accident/>>
12. Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems *User Manual*, International Atomic Energy Agency, Vienna (2009).
13. M. Ragheb, *Containment Structures*, Atom Info.Ru
<http://www.atominfo.ru/files/fukus/containmentstructures.pdf>
14. Watanabe, Ishigaki, Hirano, *Analysis of BWR long-term station blackout accident using TRAC-BF1m*, Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui (2012).

Acrónimos

ACP	Controlador automático de potencia
AKNP	Sistema de monitoreo del flujo de neutrones
ARM	Regulador automático de la potencia del reactor.
AUU	Descarga acelerada de unidades
AZ	Señal de protección de emergencia
BWR	Reactor de Agua de Ebullición
CA	Corriente Alterna
CPS	Sistemas de control y protección
CR	Barras de control
ECCS	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo
EDG	Generadores de diesel de emergencia
EP	Protección de emergencia
FA	Elemento Combustible
HPCI	Sistema de inyección de refrigerante a alta presión
MCP	Bomba Principal de Refrigerante/ Circulación
MSC	Colector de vapor principal
MSIV	Válvula de aislamiento principal de vapor
MSRV	Válvulas de alivio de vapor principales
NFMC	Canales de medición del flujo neutrónico.
NPP	Central Nuclear
NSSS	Sistema Nuclear de Generación de Vapor
PCV	Presión de la vasija de contención primaria
PP	Protección preventiva
PWR	Reactor de Agua Presurizado
PZ-1	Señal de protección preventiva de nivel 1
PZ-2	Señal de protección preventiva de nivel 2
RCIC	Sistema de refrigeración del núcleo aislado
RCP	Bomba de Refrigerante del Reactor
ROM	Regulador de potencia
RPV	Vasija a presión del reactor
SBO	Pérdida completa de suministro de corriente alterna a los servicios de la central
SCRAM	Introducción instantánea de todas las barras de control de seguridad al núcleo
SFP	Piscinas de combustible gastado
SG	Generador de vapor
SRV	Válvula de Alivio y Seguridad
URB	Descarga acelerada de unidades
VVER-1000	Reactor de Energía Refrigerado y Moderado por Agua