



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**ANÁLISIS DEL ACCIDENTE DE LA PLANTA
NUCLEOELÉCTRICA DE FUKUSHIMA DAICHI EN UN
REACTOR TIPO ABWR**

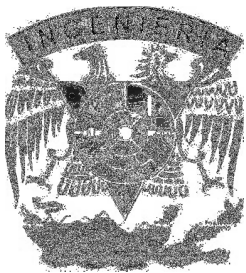
TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO MECATRÓNICO

PRESENTA: DANIEL ESCORCIA ORTIZ

DIRECTOR DE LA TESIS: M. C. EDGAR SALAZAR SALAZAR



MÉXICO, DISTRITO FEDERAL

2016

Dedico este trabajo a mi familia, que me apoyó siempre
en la conclusión de este trabajo.

A mis amigos y seres queridos que me motivaron cuando hizo falta.

A todos aquellos que desean ayudar a la humanidad con su conocimiento.

Agradecimientos

A la Universidad Nacional Autónoma de México y a la Facultad de Ingeniería por mi formación como profesionista.

A mis maestros que fueron dedicados a su trabajo por todo lo que me enseñaron.

Al M.C. Edgar Salazar por su tiempo, su apoyo y sus consejos para la realización y la dirección de esta tesis.

Índice General

Resumen	1
Introducción	2
1. Reactor Nuclear ABWR	5
1.1 Antecedentes de la Energía Nuclear	5
1.1.1 Energía Nuclear	6
1.1.2 Reactores de Agua Ligera	7
1.2 Reactor ABWR	7
1.2.1 Antecedentes	8
1.2.2 Ciclo de un Reactor ABWR	9
1.2.3 Refrigerante	10
1.2.4 Moderador	10
1.2.5 Combustible	10
1.2.6 Montaje del Reactor	11
1.2.7 Vasija del Reactor	12
1.2.8 Núcleo del Reactor	13
1.2.9 Ensamblajes de Combustible	13
1.2.10 Barras de Control	14
1.2.11 Sistema de Recirculación	15
1.2.12 Separadores de Humedad	16
1.2.13 Secadores de Vapor	17
1.2.14 Características Técnicas del Reactor ABWR	18
1.2.15 Edificio de Contención del ABWR	24
1.2.16 Los Sistemas ECCS	29
1.2.16.1 El Sistema HPCF	30
1.2.16.2 El Sistema RCIC	31
1.2.16.3 El Sistema RHR	32
1.2.17 Ventajas del Reactor ABWR con Respecto al BWR	33
1.2.18 Situación Actual Mundial del Reactor ABWR	34

2.	Simuladores para el Entrenamiento	37
2.1	La Simulación	37
2.2	Clasificación de Simuladores	37
2.2.1	Simulador de Tarea Específica	38
2.2.2	Simulador de Principios Básicos	38
2.2.3	Simulador Compacto	38
2.2.4	Simulador Gráfico	39
2.2.5	Simulador Multifuncional	39
2.2.6	Analizador de Planta	39
2.3	Ventajas del Uso de Simuladores	39
2.4	Simuladores de la OIEA	40
3.	Simulador ABWR	43
3.1	Consideraciones del Diseño del Simulador	43
3.1.1	Medición del Nivel de Agua del BWR	43
3.1.2	Contención del BWR	44
3.1.3	Fenómenos Modelados en la Contención	44
3.1.3.1	Transitorio de Descarga de las SRV's	45
3.1.3.2	Ruptura de Tubería en el Pozo Seco	45
3.1.3.3	Interacción entre el RPV y el Edificio de Contención	47
3.2	Pantallas del Simulador	48
3.2.1	Pantalla de Observación General del BWR	51
3.2.2	Pantalla de los Circuitos de Control del BWR	53
3.2.2.1	Control de Barras de Control	54
3.2.2.2	Control de Potencia del Reactor	55
3.2.2.3	Control de Presión del Reactor	56
3.2.2.4	Control del Nivel de Agua del Reactor	57
3.2.2.5	Control de Turbina	58
3.2.2.6	Sistema de Desvío de Vapor de la Turbina	58
3.2.3	Pantalla de Controles y Mapa potencia/flujo del BWR	59
3.2.3.1	Mapa de potencia/flujo	59
3.2.3.2	Gráficas del Núcleo del Reactor	61

3.2.3.2.1	Botón Auto/Manual del FMCRD	61
3.2.3.2.2	Indicación de Estado de Scram, Botón de scram/reset Manual, Botón de Restablecimiento de Scram	62
3.2.3.2.3	Control de ON/OFF del Motor de las RIP's	62
3.2.3.2.4	Botón de Control de Indicador de la Presión Promedio de la Bomba, Indicador de la Velocidad Promedio de la Bomba, y Controlador de Flujo	63
3.2.3.2.5	Despliegue de las Condiciones del Núcleo	64
3.2.4	Pantalla de Reactividad y Punto de Ajuste del BWR	65
3.2.5	Pantalla de Parámetros de Scram del BWR	68
3.2.6	Pantalla del Turbogenerador del BWR	69
3.2.7	Pantalla de Agua de Alimentación y Extracción de Gas del BWR	71
3.2.8	Pantalla de Contención del BWR	72
3.3	Análisis de Transitorios del ABWR	73
3.3.1	Scram del Reactor	73
3.3.2	Aislamiento del Reactor	76
3.3.3	Disparo de las Bombas de Agua de Alimentación	77
3.3.4	Disparo de las RIP's	78
4.	El Accidente de Fukushima	79
4.1	Descripción del Accidente	81
4.1.1	Accidente en la Unidad 1	82
4.1.2	Accidente en la Unidad 2	84
4.1.3	Accidente en la Unidad 3	87
4.1.4	Accidente en la Unidad 4	88
5.	Simulación del Accidente de Fukushima Daiichi	91
6.	Conclusiones	107
	Bibliografía	109

Índice de figuras

Figura 1-1 Representación esquemática de una reacción en cadena	5
Figura 1-2 Central Nuclear	6
Figura 1-3 Corte transversal del ABWR	8
Figura 1-4 Sistemas principales del ABWR	9
Figura 1-5 Montaje del reactor del ABWR	11
Figura 1-6 Penetraciones principales de la vasija del ABWR	12
Figura 1-7 Núcleo del reactor ABWR	13
Figura 1-8 Ensamble de combustible	14
Figura 1-9 Barra de Control del ABWR	15
Figura 1-10 Esquema del Flujo de Recirculación	16
Figura 1-11 Separadores de humedad	17
Figura 1-12 Secadores de vapor	18
Figura 1-13 Esquema de la contención del ABWR	26
Figura 1-14 Esquema de los sistemas ECCS	30
Figura 1-15 Esquema del HPCF	31
Figura 1-16 Esquema del RCIC	32
Figura 1-17 Vasija del ABWR con las RIP's	33
Figura 3-1 Medición del nivel de agua del BWR	43
Figura 3-2 Tipos de contención del BWR	44
Figura 3-3 Pantalla del simulador del BWR	48
Figura 3-4 Alarmas del BWR	49
Figura 3-5 Contadores del estado del simulador	49
Figura 3-6 Parámetros mayores de la planta	50
Figura 3-7 Casilla selectora de disparo de reactor y turbina	50
Figura 3-8 Botones varios de manipulación del simulador	50
Figura 3-9 Pantalla de observación general del BWR	51
Figura 3-10 Pantalla de los circuitos de control del BWR	53
Figura 3-11 Control de barras de control	54
Figura 3-12 Control de potencia del reactor	55
Figura 3-13 Control de presión del reactor	56
Figura 3-14 Control del nivel de agua del reactor	57
Figura 3-15 Pantalla de controles y mapa potencia/flujo del BWR	59
Figura 3-16 Pantalla de reactividad y punto de ajuste del BWR	65
Figura 3-17 Pantalla de parámetros de scram del BWR	68
Figura 3-18 Pantalla del Turbogenerador del BWR	69
Figura 3-19 Pantalla de agua de alimentación y extracción de gas del BWR	71
Figura 3-20 Pantalla de contención del BWR	72
Figura 3-21 Estado del reactor tras señal de scram	74
Figura 4-1 Localización de la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi	79

Figura 4-2 Instalaciones de Fukushima Daiichi después de la llegada del tsunami, 19 de Marzo de 2011	80
Figura 4-3 Secuencia general de eventos en las Unidad 1, 2 y 3	81
Figura 4-4 Estado de la Unidad 1 en el momento del terremoto	83
Figura 4-5 Estado de la Unidad 1 en el momento del tsunami	84
Figura 4-6 Estado de la Unidad 2 en el momento del terremoto	85
Figura 4-7 Estado de la Unidad 2 en el momento del tsunami	86
Figura 4-8 Estado de la Unidad 3 en el momento del terremoto	87
Figura 4-9 Estado de la Unidad 3 en el momento del tsunami	88
Figura 4-10 Esquema de las líneas de venteo entre las Unidades 3 y 4	89

Índice de gráficas

Gráfica 1-1 Reactores en operación	34
Gráfica 1-2 Reactores en construcción	34
Gráfica 1-3 Reactores en apagado permanente	35
Gráfica 1-4 Número de reactores por país y su estado	35
Gráfica 3-1 Potencia del reactor	74
Gráfica 3-2 Presión del reactor	75
Gráfica 3-3 Nivel de agua del reactor	75
Gráfica 3-4 Temperatura del reactor	76
Gráfica 3-5 Potencia del reactor después de ser aislado	76
Gráfica 3-6 Presión, nivel de agua y flujo de agua de alimentación del reactor ...	78
Gráfica 5-1 Estado del reactor tras señal de scram	92
Gráfica 5-2 Reactor estabilizándose tras señal de scram	93
Gráfica 5-3 Reactor libera presión con SRV's	94
Gráfica 5-4 Reactor se estabiliza tras scram	95
Gráfica 5-5 Flujo de refrigerante en el núcleo comienza a descender	96
Gráfica 5-6 Reactor se estabiliza con flujo descendente en el núcleo	97
Gráfica 5-7 Estado del reactor momentos antes de la llegada del tsunami	97
Gráfica 5-8 Estado del reactor tras la pérdida de las bombas de alimentación y las RIP's	98
Gráfica 5-9 Entrada del sistema RCIC	99
Gráfica 5-10 Estado del reactor tras la entrada del sistema RCIC	100
Gráfica 5-11 Cambio aparente en el comportamiento del sistema RCIC	100
Gráfica 5-12 El sistema RCIC se comporta de manera estable	101
Gráfica 5-13 Las oscilaciones de todos los parámetros del reactor se van haciendo de un periodo más largo	102
Gráfica 5-14 El sistema RCIC se apaga	103
Gráfica 5-15 Reactor estable tras apagar el sistema RCIC	104
Gráfica 5-16 Reactor vuelve a entrar en estado estable oscilatorio	104

Índice de tablas

Tabla 1-1 Datos generales de la planta	18
Tabla 1-2 Sistema de suministro de vapor	19
Tabla 1-3 Sistema de refrigeración del reactor	19
Tabla 1-4 Núcleo del reactor	19
Tabla 1-5 Vasija del reactor	20
Tabla 1-6 Bombas de recirculación del reactor	21
Tabla 1-7 Edificio de contención primario	21
Tabla 1-8 Sistemas de suministro de energía	21
Tabla 1-9 Planta de Turbina	22
Tabla 1-10 Generador	22
Tabla 1-11 Condensador	22
Tabla 1-12 Bombas de condensado	23
Tabla 1-13 Sistema de limpieza de condensado	23
Tabla 1-14 Bombas de alimentación	23
Tabla 1-15 Calentadores de condensado y agua de alimentación	23
Tabla 1-16 Sistemas auxiliares del reactor	23
Tabla 1-17 Parámetros típicos del edificio de contención	26
Tabla 1-18 Respiraderos	27
Tabla 1-19 RHRS (Modo de enfriamiento de la alberca)	27
Tabla 1-20 RHRS (Modo de aspersion de la contención)	28
Tabla 1-21 Intercambiadores de calor del RHRS	28
Tabla 1-22 Enfriadores del pozo seco	28
Tabla 1-23 Scram	28
Tabla 1-24 Interruptores de vacío	28
Tabla 1-25 Condiciones Iniciales	29
Tabla 3-1 Convención de valores del simulador.....	51
Tabla 4-1 Características de las unidades de la planta nucleoelectrica de Fukushima	82
Tabla 5-1 Parámetros del reactor en la simulación	92

Lista de Acrónimos

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ADS	Automatic Depressurization System
BOP	Balance Of Plant
BWR	Boiling Water Reactor
CRDH	Control Rod Drive Hydraulic subsystem
CEP	Condensate Extraction Pump
CST	Condensate Storage Tank
DCV	Drywell Connecting Vent
ECC	Emergency Core Cooling
ECCS	Emergency Core Cooling System
EHC	Electrohydraulic Control System
FMCRD	Fine Motion Control Rod Drive
FP	Full Power
HCU	Hidraulic Control Unit
HPCF	High Pressure Core Flooder
HPCI	High Pressure Core Injection
HPHX	High Pressure Heaters
HVAC	Heating Ventilation and Air Conditioning
LOCA	Loss of Coolant Accident
MSIV	Main Steam Isolation Valve
MSR	Moisture Separator Reheater
NPSH	Net Positive Suction Head
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling
RHR	Residual Heat Removal
RIP	Reactor Internal Pumps
RPC	Reactor Pressure Control
RPS	Reactor Protection System
RPV	Reactor Pressure Vessel
RSP	Remote Setpoint
SRV	Safety Relief Valve
TAF	Top of Fuel
TCV	Turbine Control Valve

Resumen

El objetivo de esta tesis es recrear el accidente de Fukushima Daiichi con un simulador académico del reactor ABWR de circulación forzada proporcionado por la IAEA, y conocer el alcance de dicho simulador.

Este trabajo de tesis contiene una descripción del reactor ABWR, así como de los simuladores para entrenamiento, especialmente del simulador académico del ABWR de la IAEA, y también una descripción del accidente ocurrido en la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi en Japón el 11 de Marzo del 2011.

Con base en la información descrita se utilizó el simulador del ABWR y sus características para recrear el accidente de Fukushima, tomando la Unidad 2 como guía. Los resultados fueron capturados y descritos dentro de este trabajo, en el Capítulo 5.

Como resultado se determinó que el alcance del simulador académico de la IAEA llega hasta la entrada de los equipos de emergencia, por lo cual es capaz de simular casi todos los eventos ocurridos en el momento del terremoto y la llegada del tsunami en la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi. Sin embargo, por sus características no es capaz de simular eventos posteriores, como daños en la contención, fusión del núcleo, disparo del sistema RCIC por falla o generación de hidrógeno, entre otros.

De la misma forma se obtuvo una imagen aproximada de cómo se hubiera desarrollado el accidente si el reactor de Fukushima hubiera sido un reactor tipo ABWR, la cual, al ser el reactor ABWR y el BWR de características similares no fue muy diferente en el simulador y en la realidad, por lo menos en el momento del terremoto y del tsunami. Como fue mencionado anteriormente, no se puede simular el accidente en su totalidad para observar su evolución con más detalle.

Introducción

Actualmente existe en el mundo una gran demanda energética, la cual se cubre por medio de todo tipo de plantas eléctricas. Las plantas termoeléctricas son las más usadas, pero debido a los efectos sobre el medio ambiente, así como por las reservas de combustibles fósiles en el mundo, la necesidad de una fuente confiable de energía limpia a largo plazo es cada vez mayor.

La energía nuclear es una forma limpia de generar energía eléctrica, pero un accidente en una planta nucleoelectrica puede tener graves repercusiones sobre el medio ambiente. Los accidentes de Three Mile Island, de Chernobyl, y más recientemente de Fukushima Daiichi han sido tema de discusión respecto a si seguir usando energía nuclear es una buena opción.

Es por eso que resulta de interés el estudio de las centrales en operación y de nuevos diseños, usando simuladores que nos permitan representar a una planta nucleoelectrica y sus sistemas para experimentar diferentes escenarios sin exponerse a ningún riesgo. Actualmente existen todo tipo de herramientas de simulación destinadas al estudio de los procesos de generación y distribución de la energía, y su uso facilita el aprendizaje y la comprensión de varios de los aspectos relacionados con dichos procesos.

La OIEA ha distribuido varios simuladores para planta nucleoelectrica, entre los que se encuentra el software IAEA Generic Boiling Water Reactor Simulator, un simulador académico diseñado para observar el comportamiento general de una planta nucleoelectrica con reactor ABWR, con el objetivo de que el usuario se familiarice con este tipo de central, sus componentes y sistemas, así como con escenarios comunes como transitorios, y fallas. Se hace notar que es un simulador académico, y no está destinado a la capacitación de los operadores de una planta nucleoelectrica, sino para familiarizar al usuario con el comportamiento del reactor.

El objetivo de esta tesis es determinar el alcance de dicho simulador académico para representar fielmente los eventos que tuvieron lugar en la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi en Marzo de 2011, así como para obtener una imagen general aproximada de cómo se hubiera desarrollado el accidente si el reactor de Fukushima hubiera sido un reactor ABWR. Será una referencia para observar la respuesta del reactor y como herramienta para la educación.

A lo largo de este trabajo se describirá el reactor ABWR y sus características. Después el simulador académico del ABWR y sus características también serán descritos. De la misma forma se detallará el desarrollo de los eventos ocurridos en el accidente de Fukushima Daiichi.

Una vez que se haya expuesto la información necesaria, se recrearán los eventos del accidente de Fukushima Daiichi en el simulador académico del ABWR, serán descritos y se finalizará mencionando el alcance del simulador para este accidente en particular.

1. Reactor Nuclear ABWR

1.1 Antecedentes de la Energía Nuclear

El concepto del átomo apareció por primera vez en la Antigua Grecia, definido como la unidad indivisible que al combinarse de diferentes formas creaba todas las cosas. No fue hasta el siglo XVII que Antoine-Laurent Lavoisier postuló la ley de la conservación de la materia, comprobada en el siglo XVIII por John Dalton, quien además enunció que los átomos de un elemento son iguales entre sí, pero diferentes de un elemento a otro. La visión moderna del modelo del átomo comenzó hasta el siglo XIX con el modelo atómico de Rutherford y el modelo atómico de Bohr.

Entre el siglo XIX y el siglo XX, los trabajos de Marie Curie y Henri Becquerel trajeron el conocimiento de la radiación, energía que era liberada por ciertos materiales de forma natural. También se descubrió que este fenómeno también provocaba en algunos casos la transmutación de un elemento a otro.

En los años 30's se descubrió la existencia del neutrón, y también que algunas radiaciones emitidas en los fenómenos de desintegración eran neutrones. En ésta época se bombardearon más de 60 elementos con neutrones, incluyendo el uranio. Al revisar los resultados se observó que el uranio se había partido en núcleos de bario y otros elementos más ligeros que el uranio, llevando al descubrimiento de la fisión nuclear.

Estudiando más la fisión se descubrió que al bombardear el uranio no sólo se fisionaba en elementos más ligeros, sino que también emitía neutrones, dando paso a la posibilidad de una reacción en cadena, como se ve en la Figura 1-1.

Estos hechos, acompañados por los trabajos de Albert Einstein sobre la equivalencia entre la masa y la energía hicieron factible el hecho de aprovechar la energía liberada en la fisión para ser usada por la humanidad.

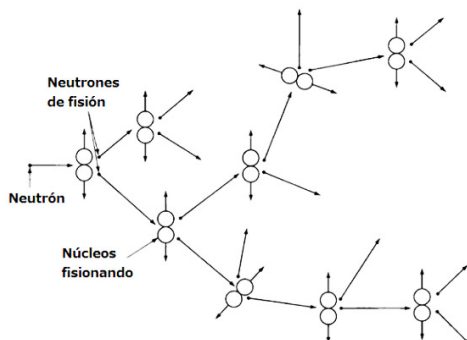


Figura 1-1 Representación esquemática de una reacción en cadena [2]

1.1.1 Energía Nuclear

La posibilidad de usar la energía contenida en el átomo en forma de energía utilizable es lo que da origen a una central nucleoelectrica, la cual funciona de manera similar a una planta termoeléctrica convencional, pero en lugar de obtener el calor quemando combustible, lo obtiene mediante la fisión nuclear.

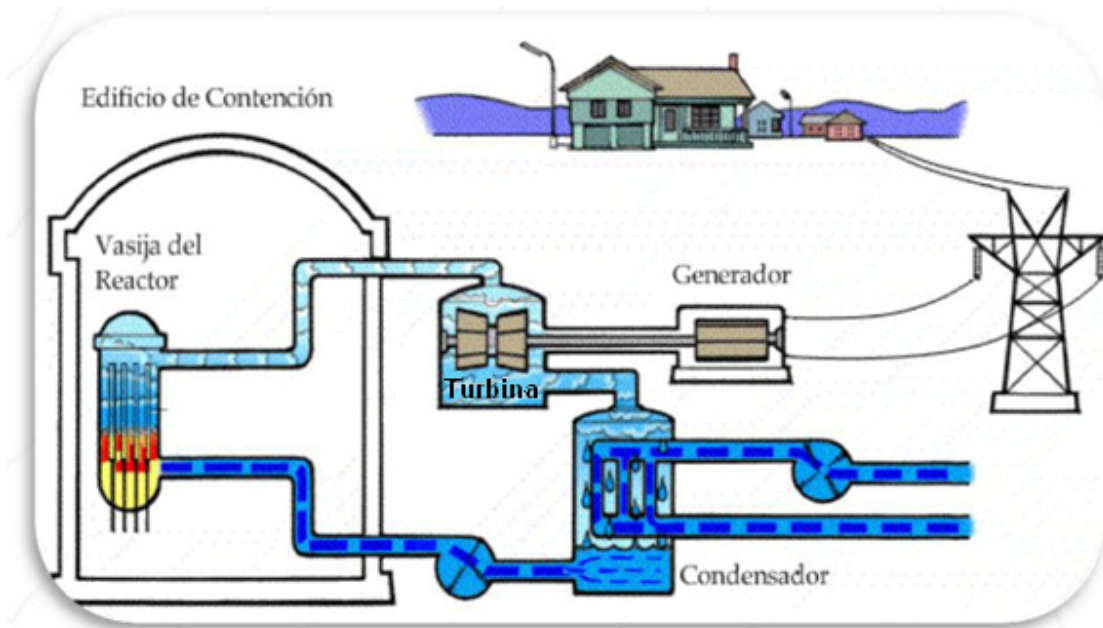


Figura 1-2 Central Nuclear [3]

El calor liberado en la fisión es utilizado para calentar un material refrigerante a un estado de mayor energía, e impulsar con éste un turbogenerador, el cual es el que convierte el movimiento de su turbina en energía eléctrica. En la Figura 1-2 se muestra un esquema simplificado de una planta nucleoelectrica.

La energía nuclear presenta algunas ventajas y desventajas principales con respecto a la energía termoeléctrica. Entre las ventajas está la enorme densidad energética del combustible nuclear, que es varias veces mayor que la del combustible fósil. Otra ventaja es que se puede tener un completo control de los residuos del combustible nuclear, a diferencia de los gases producto de la combustión. Por otra parte, la desventaja más importante es que si ocurre un accidente, las repercusiones sobre el medio ambiente son muy significativas. Otra desventaja remarcable es que para instalar una planta nucleoelectrica se necesita una inversión mucho más fuerte que para instalar una termoeléctrica, aunque debido a los bajos costos de combustible nuclear la inversión se puede recuperar en pocos años.

Entre los combustibles principales para una central nucleoelectrónica se encuentran el uranio 235 y el plutonio 239, así como el MOX, que es una mezcla de los dos combustibles anteriores, y en el que se puede usar plutonio proveniente de armas nucleares. También recientemente se experimenta con el uranio 233.

1.1.2 Reactores de Agua Ligera

Los reactores de agua ligera son aquellos en los que el moderador y el refrigerante es agua. El agua es un excelente moderador, además de que sus propiedades termodinámicas son ya muy conocidas. Sin embargo, para mover los generadores eléctricos, la turbina necesita utilizar vapor de agua a alta presión, por lo que un reactor de agua ligera siempre debe estar presurizado. El agua también absorbe neutrones, por lo que se tiene que usar combustible enriquecido, ya que si se usara uranio natural no se podría alcanzar la criticidad del reactor por sí mismo.

En el núcleo del reactor se produce calor mediante la fisión nuclear del combustible. Éste calienta el agua hasta que llega al punto de ebullición y produce vapor. El vapor es dirigido a un turbogenerador para producir energía eléctrica, y después se lleva a un condensador para volver a convertirlo en agua. Entonces se vuelve a introducir el agua al reactor para calentarla, y el ciclo comienza de nuevo.

Los principales reactores de agua ligera son el PWR (Pressurized Water Reactor) y el BWR (Boiling Water Reactor), por sus siglas en inglés. La diferencia principal es que en el PWR el agua que recibe su calor del reactor está en el ciclo primario, el cual se encuentra a alta presión y siempre permanece en estado líquido, transfiriendo su calor a un ciclo secundario en el cual se produce el vapor para hacer funcionar el turbogenerador. En cambio, el BWR opera con un ciclo directo, es decir, que el agua que recibe su calor del reactor y la que se convierte en vapor y hace funcionar el turbogenerador es la misma. Este detalle también hace necesario un blindaje contra la radiación en los componentes a lo largo de todo el ciclo del agua, ya que cuando el agua pasa por el reactor se vuelve radiactiva durante un corto tiempo.

1.2 Reactor ABWR

El reactor ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) es un reactor de agua ligera de Generación III. Fue desarrollado por General Electric en cooperación con Hitachi Ltd. y Toshiba Corp., patrocinada y guiada por Tokyo Electric Power Company (TEPCO). En la Figura 1-3 se muestra un corte transversal de una planta con reactor ABWR.

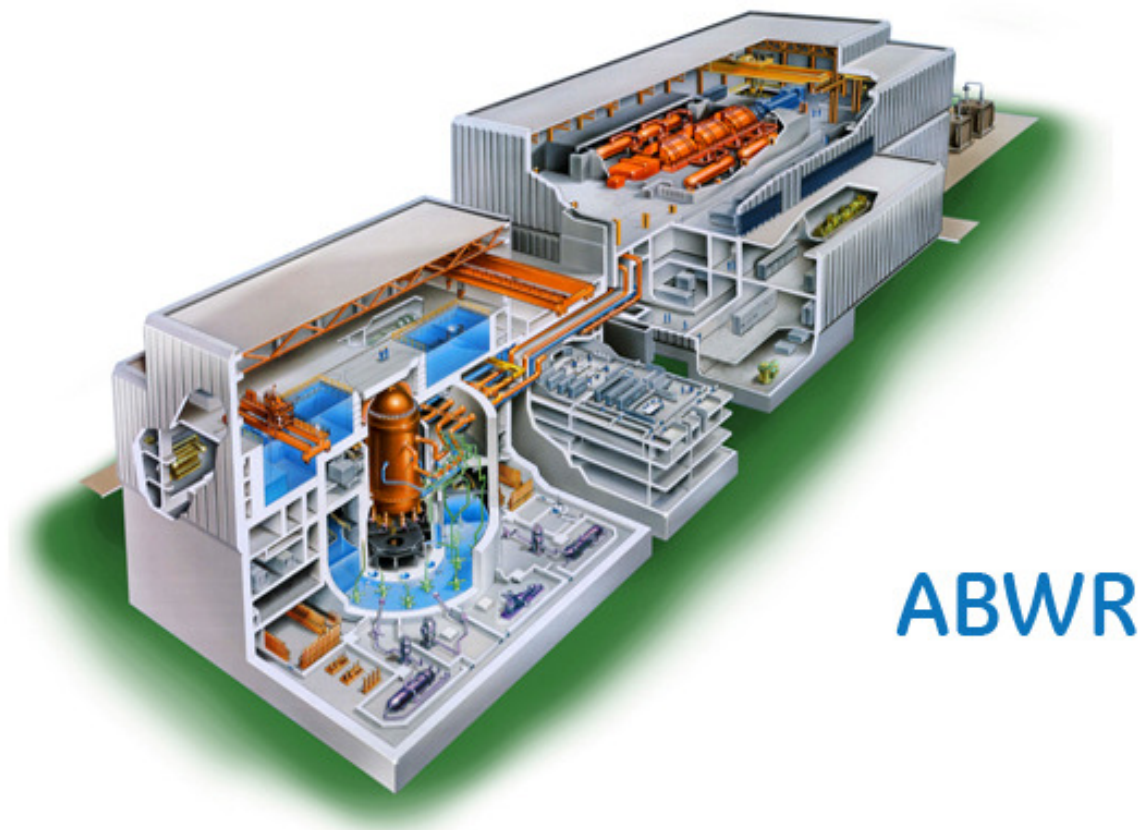


Figura 1-3 Corte transversal del ABWR [4]

1.2.1 Antecedentes

El reactor nuclear BWR, es un reactor nuclear de agua ligera. Fue inventado alrededor de la década de los 50's por la General Electric con el fin de producir energía eléctrica. El reactor ABWR, está basado en el reactor BWR, y representa una simplificación de la tecnología que este usa, pero sin partir muy lejos del diseño original.

Al pasar de los años, consideraciones económicas y de seguridad han impulsado los esfuerzos para crear nuevos conceptos avanzados de reactores. En la década de los 70's y los 80's los costos de construcción de centrales nucleoelectricas se dispararon significativamente. En una menor proporción fue debido a la inflación. La razón predominante de esto fue que había la necesidad de hacer modificaciones para compensar los diseños de los reactores debido al incidente ocurrido en la planta nucleoelectrica de Three Mile Island.

En un esfuerzo por hacer de la energía nuclear una industria más competitiva se exploraron maneras de simplificar los diseños y aumentar la seguridad de las plantas. Había que reducir el número de componentes, el

recorrido de las tuberías, y proveer de más fuentes de agua refrigerante para usarlas en el caso de un accidente.

1.2.2 Ciclo de un Reactor ABWR

Como se muestra en la Figura 1-10, comenzando con el pleno de la vasija, el agua sube desde ahí a lo largo del núcleo del reactor, donde recibe el calor proveniente de la fusión. Para el momento en el que llega a la parte superior de la vasija, una porción del agua ya ha sido vaporizada. La mezcla pasa a través de los sistemas de separación de vapor y sale del reactor por las líneas de vapor hacia la turbina. El agua que no fue vaporizada se mezcla con el agua de alimentación que viene del condensador y regresa al pleno bajando a través del ánulo de descenso. En la Figura 1-4 se detalla observan con mayor detalle los sistemas del ABWR.

La fuerza que empuja al refrigerante a través del núcleo proviene del sistema de recirculación, compuesto de 10 bombas internas de recirculación. Estas bombas succionan agua de la parte inferior del ánulo de descenso y la bombean a una mayor presión a través del núcleo.

El reactor ABWR tiene un ciclo de operación de entre 18 y 24 meses. Al terminar el ciclo se hace la recarga de combustible, y cada vez, sólo se reemplaza una porción del total de combustible en el interior del reactor. El combustible restante y el nuevo combustible se reacomodan en el reactor a lo largo de un periodo de pocas semanas.

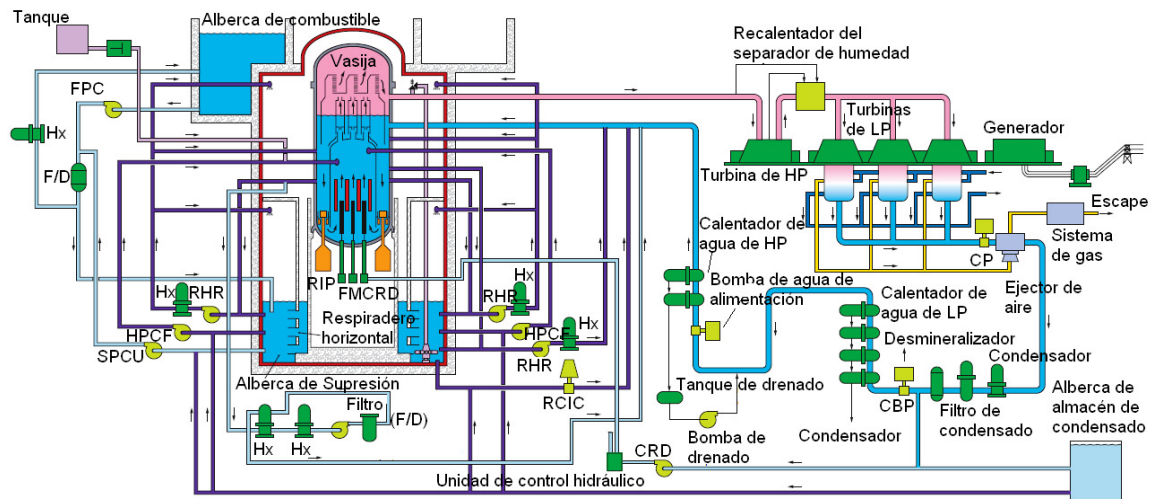


Figura 1-4 Sistemas principales del ABWR [4]

1.2.3 Refrigerante

El reactor ABWR usa como refrigerante agua desmineralizada, ya que tiene una gran capacidad para absorber el calor del núcleo. Además puede usarse su vapor seco para hacer girar el turbogenerador al igual que en las plantas termoeléctricas convencionales de ciclo Rankine.

Además el agua ligera tiene una gran disponibilidad, a diferencia de otros refrigerantes como el agua pesada o el helio.

1.2.4 Moderador

El reactor ABWR usa como moderador agua desmineralizada, ya que por su composición química (H_2O) tiene un alto contenido de átomos de hidrógeno. El hidrógeno colisiona fácilmente con los neutrones, reduciendo su velocidad y llevándolos hasta un estado de baja energía.

Los neutrones de baja energía provocan muy fácilmente la fisión del U^{235} , liberando ésta energía, algunos productos de fisión (PDF) y más neutrones para poder continuar así la reacción en cadena.

No obstante, el agua ligera absorbe neutrones, lo que provoca que varios de éstos se pierdan. Para compensar este fenómeno se enriquece el Uranio para que se liberen más neutrones y se pueda alcanzar la criticidad en el reactor.

Los neutrones deben ser moderados porque cuando están en un estado de muy baja energía (neutrones térmicos) provocan muy fácilmente la fisión del uranio, a diferencia de los neutrones rápidos, cuya probabilidad de colisionar con el uranio y provocar una fisión es menor.

1.2.5 Combustible

En un reactor ABWR se utiliza uranio enriquecido. El uranio natural contiene una porción del 99.3% de U^{238} , y el 0.7% de U^{235} . El U^{235} puede fisionarse con neutrones térmicos, pero el U^{238} no puede, de modo que dentro del reactor sólo se fisiona con neutrones térmicos el U^{235} .

Como el moderador absorbe neutrones se necesita que se aumente la cantidad de neutrones emitidos por unidad de tiempo. Para lograr esto se enriquece el uranio natural, de modo que la porción de U^{235} se lleva hasta un 4% aproximadamente. Esta cantidad aproximada es suficiente para compensar los neutrones absorbidos por el agua ligera.

En los reactores de agua pesada esto no es necesario, ya que la molécula del agua pesada se compone de un átomo de oxígeno y dos átomos de deuterio,

que es un isótopo del hidrógeno, pero cuyo núcleo está formado por un protón y un neutrón, haciéndolo mucho más estable. Esta composición hace que la absorción de neutrones por parte del agua sea casi nula.

El uranio para un reactor ABWR generalmente se presenta en forma de óxido de uranio UO_2 sinterizado, y debe ser protegido de la corrosión. Para esto se encapsula en pastillas de combustible con forma de un cilindro circular, de 1 [cm] de diámetro y de altura. Estas pastillas a su vez se colocan una sobre otra dentro de un tubo de Zircalloy de unos 4 [m] de altura, formando así una barra de combustible. Éstas barras a su vez se colocan en arreglos llamados ensambles de combustibles.

1.2.6 Montaje del Reactor

El montaje del reactor de un ABWR está constituido por:

- Vasija del reactor
- Los internos:
 - Núcleo
 - Separadores de vapor
 - Secadores de vapor
- Mecanismos de las barras de control

En la Figura 1-5 se observan con mayor detalle todos los elementos que constituyen el montaje del reactor del ABWR.

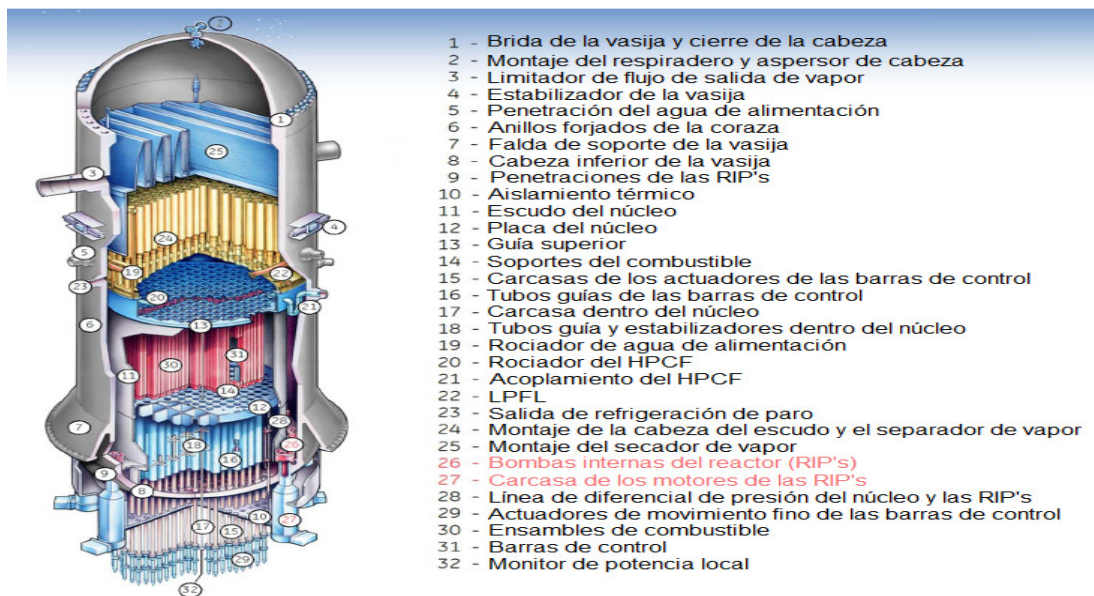


Figura 1-5 Montaje del reactor del ABWR [4]

1.2.7 Vasija del Reactor

La vasija es un recipiente metálico dentro del cual se llevará a cabo la producción del vapor, y contiene al núcleo y a los componentes necesarios para:

- El soporte y posicionamiento del combustible
- Establecer las trayectorias para el flujo del refrigerante
- Efectuar dos etapas de secador de vapor
- El monitoreo y la seguridad del reactor

El material base es acero al carbón de baja aleación, manganeso y molibdeno. Para la tapa de la vasija se usa ASTM A533, grado B; ASTM 508, clase 3; o equivalente. La pared interior del cuerpo está revestida con acero austenítico inoxidable para resistir la corrosión. Sin embargo, el interior de la tapa no va revestido ya que el ambiente al que está expuesto es menos corrosivo.

En la Figura 1-6 se observan mejor las penetraciones principales del ABWR, que son:

- 4 líneas de vapor
- 6 líneas de alimentación de agua para enfriamiento y moderación
- 3 sistemas de aspersion de alta y baja presión (RHR/LPCI)

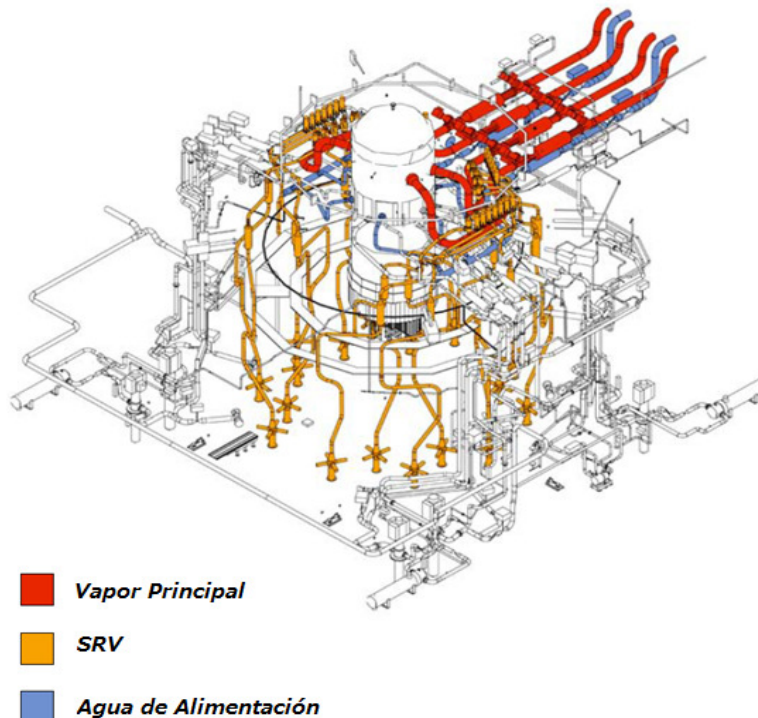


Figura 1-6 Penetraciones principales de la vasija del ABWR [4]

Cabe mencionar que no tiene ninguna penetración grande por debajo del TAF (Cima del combustible), lo que lo hace menos susceptible a experimentar una LOCA (Accidente por pérdida de refrigerante).

1.2.8 Núcleo del Reactor

El núcleo es un grupo de ensambles de combustible rectangulares configurado de forma de cilindro circular, como se muestra en la Figura 1-7. Aquí es donde se realiza la fisión y se genera el calor que es absorbido por el agua para convertirse en vapor.

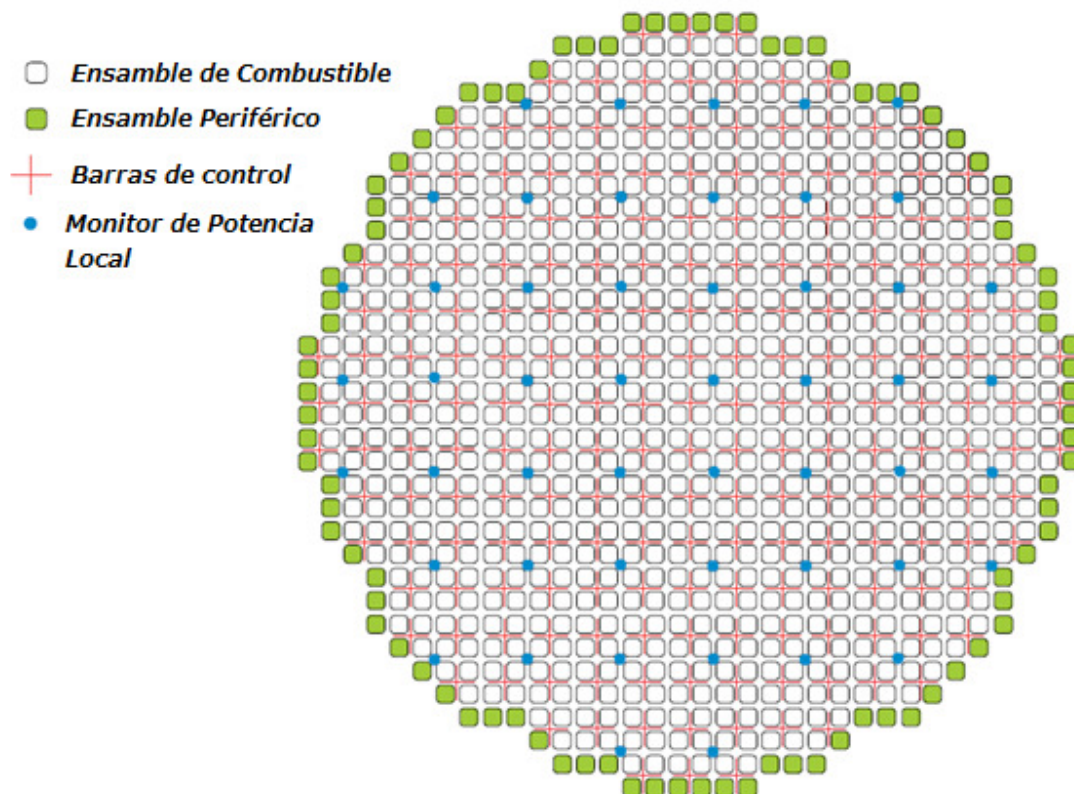


Figura 1-7 Núcleo del reactor ABWR [4]

1.2.9 Ensamblados de Combustible

El arreglo de las barras de combustible es una matriz de 10x10, con 8 espaciadores o barras de agua, como se ve en la Figura 1-8. Se usa Zr_2 templado y recristalizado como recubrimiento de las barras de combustible, y como material para la caja del ensamble. Se usa Gd_2O_3 mezclado con combustible como veneno combustible, con un gradiente axial y radial.

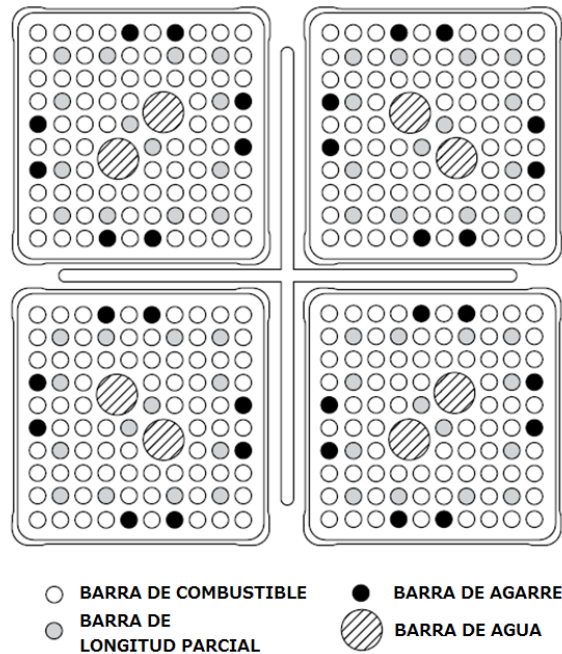


Figura 1-8 Ensamble de combustible [4]

1.2.10 Barras de Control

Las barras de control tienen la función de absorber los neutrones dentro del núcleo para poder controlar la reacción en cadena y mantener una tasa de fisión estable, usando boro como absorbedor soluble.

Son tubos de acero inoxidable llenos de carburo de boro (B_4C) y Hafnio (Hf), constituidos de un prisma de sección transversal en forma de cruz. Cada brazo de la cruz tiene una longitud de 24.8 [cm], mientras que cada barra está rodeada de cuatro ensambles. Esto puede observarse en la Figura 1-9.

Las barras entran por la parte inferior de la vasija y suben o bajan dependiendo de la cantidad de neutrones que se desean absorber dentro del núcleo del reactor. El mecanismo de posicionamiento de las barras de control es electromecánico/hidráulico.

Cuando hay necesidad de apagar el reactor súbitamente, como en el caso de un accidente, las barras entran completamente para detener la reacción en cadena.

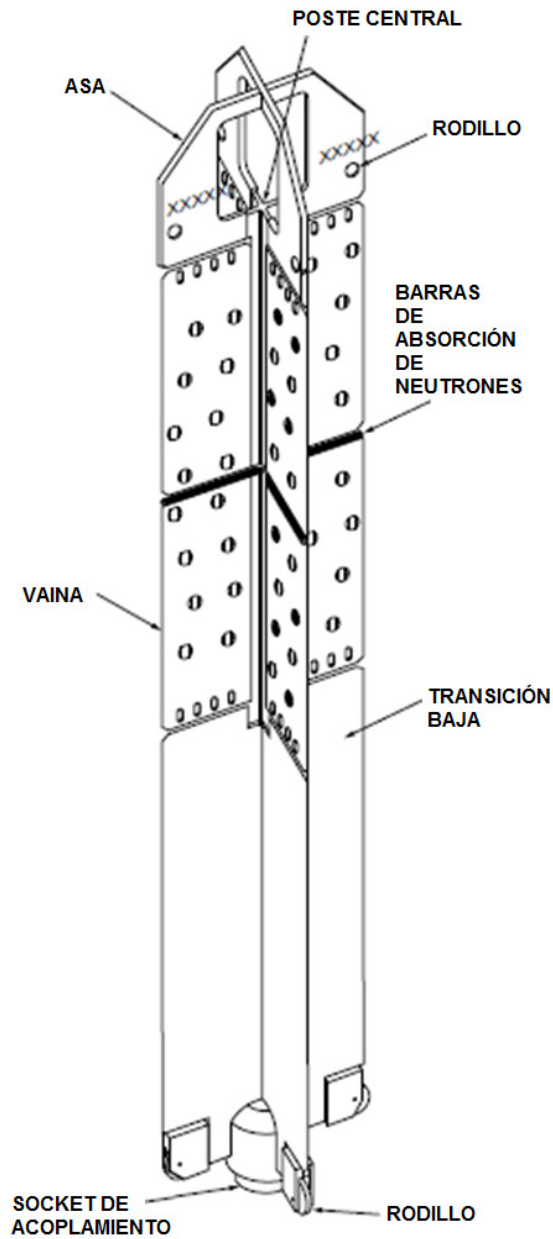


Figura 1-9 Barra de Control del ABWR [4]

1.2.11 Sistema de Recirculación

Proporciona la circulación forzada del refrigerante al reactor y controla la potencia del reactor de forma limitada, mediante las RIP's (Bombas internas del reactor). Las bombas son de velocidad variable, motor húmedo, estado único y bomba vertical interna. El material de encapsulado de la bomba es acero al carbón

de baja aleación, como el de la vasija. El esquema del flujo de recirculación se muestra en la Figura 1-10.

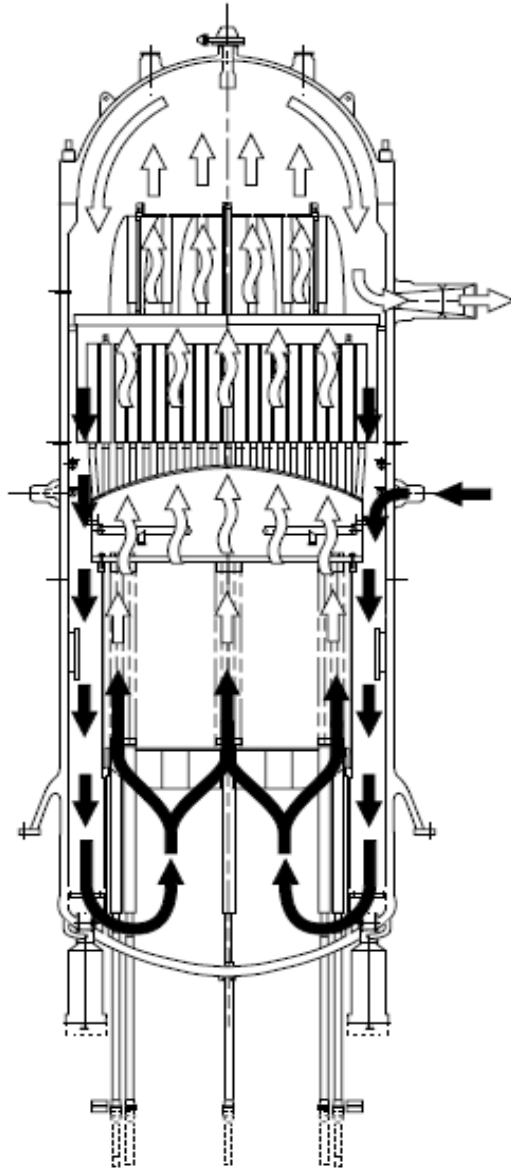


Figura 1-10 Esquema del Flujo de Recirculación [4]

1.2.12 Separadores de Humedad

La parte superior de la envolvente del reactor lleva al vapor a las estructuras fijas de separación de tipo centrífugo. Al pasar la mezcla de vapor y líquido la superficie del separador le imparte un movimiento rotatorio que ocasiona que la porción del fluido con mayor densidad se desplace radialmente y se separe del vapor, como se ve en la Figura 1-11.

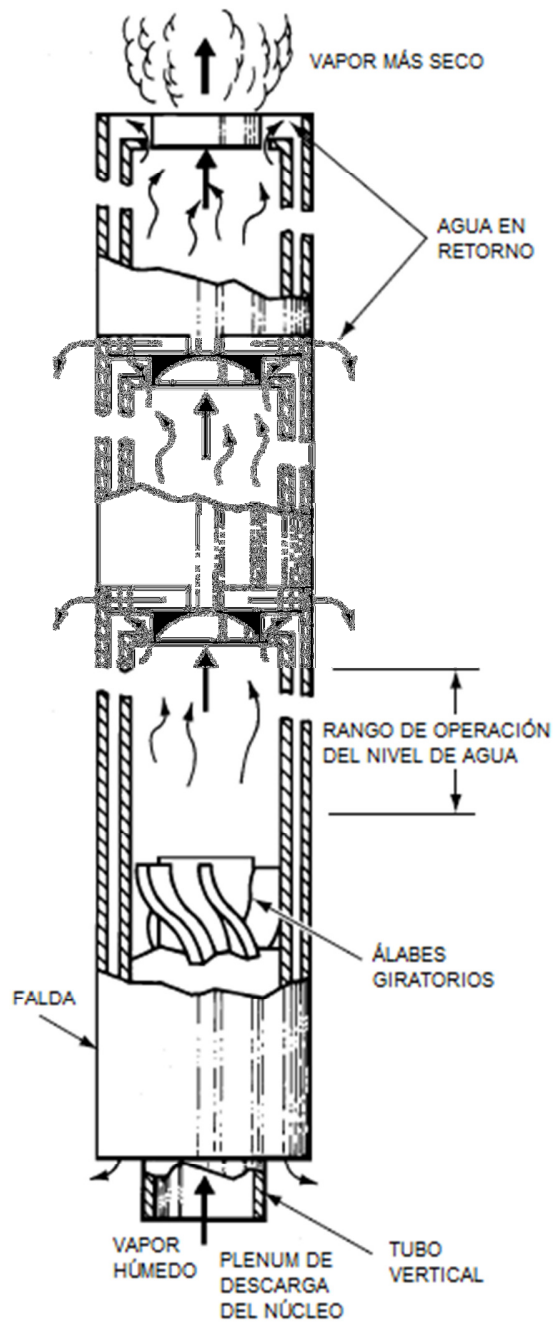


Figura 1-11 Separadores de humedad [4]

1.2.13 Secadores de Vapor

Los secadores reducen el contenido de agua del vapor a menos del 0.1%. El vapor es llevado por trayectorias con cambios bruscos de dirección, lo que ocasiona que las partículas de líquido choquen con las paredes y sean removidas. En la Figura 1-12 se ve la estructura de los secadores de vapor.

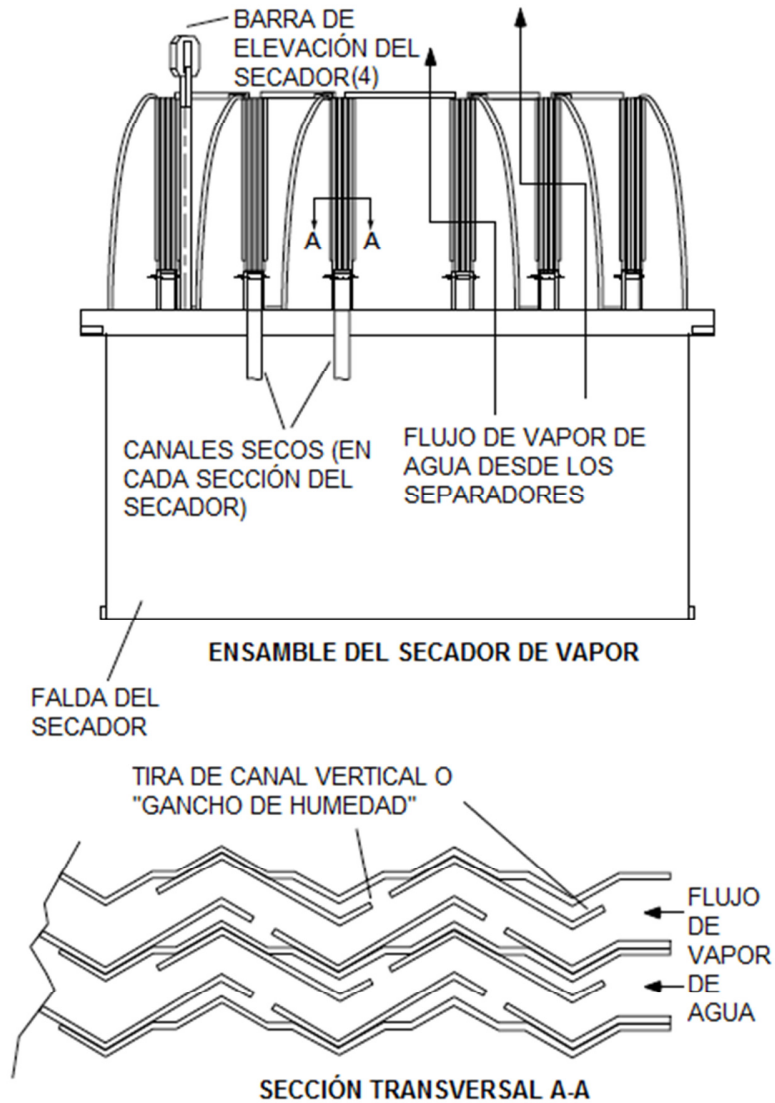


Figura 1-12 Secadores de vapor [4]

1.2.14 Características Técnicas del Reactor ABWR

Desde la Tabla 1-1 hasta la Tabla 1-16, se muestran las características técnicas del reactor ABWR, divididas y organizadas según cada sistema del reactor.

Tabla 1-1 Datos generales de la planta [5]

Potencia de la planta, bruta	1385	[MWe]
Potencia de la planta, neta	1300	[MWe]
Potencia térmica del reactor	3926	[MWth]

Eficiencia de la planta, neta	33.1	%
Temperatura del agua de refrigeración	≈28.0	[°C]

Tabla 1-2 Sistema de suministro de vapor [5]

Número de circuitos	1	
Flujo de vapor nominal	2122	[kg/s]
Flujo de agua de alimentación nominal	2118	[kg/s]

Tabla 1-3 Sistema de refrigeración del reactor [5]

Flujo de refrigerante principal	14502	[kg/s]
Presión de operación del reactor	7.07	[MPa]
Temperatura del vapor	287.8	[°C]
Presión del vapor	7.07	[MPa]
Temperatura del agua de alimentación	215.6	[°C]
Temperatura de entrada del refrigerante del núcleo	278	[°C]
Temperatura de salida del refrigerante del núcleo	288	[°C]
Incremento promedio de temperatura a través del núcleo	10	[°C]

Tabla 1-4 Núcleo del reactor [5]

Altura activa del núcleo	3.71	[m]
Diámetro equivalente del núcleo	5.164	[m]
Superficie de transferencia de calor en el núcleo	9254	[m ²]
Peso del combustible	159	[t U]
Densidad de potencia promedio del combustible	24.7	[kW/kgU]
Densidad de potencia promedio del núcleo	50.6	[kW/l]

Flujo térmico, F_q · · · · ·	424	[kW/m ²]
Incremento de entalpía, F_H · · · · ·	273	
Longitud total del ensamble de combustible · · · · ·	4470	[mm]
Número de ensambles de combustible · · · · ·	872	
Número de barras de combustible por ensamble · · · · ·	92	
Número de espaciadores · · · · ·	8	
Enriquecimiento del primer núcleo, promedio · · · · ·	≈2.0	Wt%
Enriquecimiento del combustible de recarga en núcleo en equilibrio · · · · ·	3~4	Wt%
Duración del ciclo de operación (duración del ciclo de combustible) · · · · ·	24	[meses]
Capacidad promedio del combustible · · · · ·	>50000	[MWd/t]
Espesor de la pared de recubrimiento · · · · ·	0.66	[mm]
Diámetro externo de las barras de combustible · · · · ·	10.3	[mm]
Peso total del ensamble, incluyendo la caja · · · · ·	300	[kg]
Peso del uranio por ensamble · · · · ·	181	[kg]
Longitud activa de las barras de combustible · · · · ·	3.81	[m]
Número de barras de control · · · · ·	205	
Velocidad de posicionamiento · · · · ·	30	[mm/s]

Tabla 1-5 Vasija del reactor [5]

Diámetro interno de la coraza cilíndrica · · · · ·	7100	[mm]
Espesor de la pared de la coraza cilíndrica · · · · ·	190	[mm]
Altura total, interna · · · · ·	21000	[mm]
Presión de diseño · · · · ·	8.62	[MPa]
Temperatura de diseño · · · · ·	301.7	[°C]

Peso de transportación	1164	[t]
Tapa de la vasija	≈100	[t]

Tabla 1-6 Bombas de recirculación del reactor [5]

Número	10	
Presión de diseño	8.62	[MPa]
Temperatura de diseño	301.7	[°C]
Flujo de masa de diseño (en condiciones de operación) . .	1453 c/u	[kg/s]
Presión de la bomba	0.287	[MPa]
Potencia del motor de la bomba (en flujo nominal)	≈800	[kW]
Velocidad de la bomba (en dichas condiciones)	≤1500	[RPM]

Tabla 1-7 Edificio de contención primario [5]

Presión de diseño	310.3	[kPa]
Temperatura de diseño	171.1	[°C]
Tasa de fuga de diseño	0.5	[%vol/día]

El tipo del edificio de contención es supresión con presión y concreto reforzado, con forma cilíndrica. También hay un edificio de contención secundario.

Tabla 1-8 Sistemas de suministro de energía [5]

Voltaje del transformador principal	24 / 525	[kV]
Capacidad del transformador principal	1660	[MVA]
Voltaje de los transformadores de planta	24/4.16/13.8	[kV]
Capacidad de los transformadores de planta	50/15/35	[MVA]
Busbar de voltaje medio (6 [kV] o 10 [kV])	13.8/4.16	[kV]

Número de unidades generadores de diésel en standby	· 3	
Potencia de unidades generadores de diésel en standby	· 6.57	[MW]
Número de sistemas de busbar impulsados por diésel	· · 3	
Voltaje de sistemas de busbar impulsados por diésel	· · 4160	[V] AC

Tabla 1-9 Planta de Turbina [5]

Número de turbinas por reactor	· · · · · 1	
Número de secciones de turbina por unidad	· · · · · 1 HP / 3 LP	
Velocidad de la turbina	· · · · · 1800	[RPM]
Presión de entrada de HP	· · · · · 6.792	[MPa]
Temperatura de entrada de HP	· · · · · 283.7	[°C]

Las turbinas son de tipo tándem, con recalentamiento único. Las secciones de una turbina pueden ser HP(Alta presión) o LP(Baja presión), por ejemplo: HP/LP/LP.

Tabla 1-10 Generador [5]

Potencia total	· · · · · 1620	[MVA]
Potencia activa	· · · · · 1385	[MW]
Voltaje	· · · · · 24	[kV]
Frecuencia	· · · · · 60	[Hz]

El tipo de generador es un turbogenerador trifásico.

Tabla 1-11 Condensador [5]

Número de tubos por capa	· · · · · 1	
Área de transferencia de calor	· · · · · 124170	[m ²]

Flujo de agua refrigerante	34.68	[m ³ /seg]
Presión del condensador (capa de alta presión)	11.75	[kPa]

El tipo de condensador es de capa triple.

Tabla 1-12 Bombas de condensado [5]

Número	4 x 50%	
Flujo	≈435	[kg/s]
Presión de la bomba	3.82	[MPa]

Tabla 1-13 Sistema de limpieza de condensado [5]

El sistema de limpieza de condensado es de flujo completo, con filtro de tipo cama profunda.

Tabla 1-14 Bombas de alimentación [5]

Número	3 x 65%	
Tasa de flujo	≈1000	[kg/s]
Presión de la bomba	6	[MPa]
Temperatura final del agua de alimentación	216	[°C]

Tabla 1-15 Calentadores de condensado y agua de alimentación [5]

Número de estaciones de calentado de baja presión	3 x 4
Número de estaciones de calentado de alta presión	2 x 2

Tabla 1-16 Sistemas auxiliares del reactor [5]

Limpeza de agua del reactor	42.36	[kg/s]
Sistema RHR (Remoción de calor del reactor)	265	[kg/s]
Inyección de refrigerante A alta presión (HPCF)	36.3	[kg/s]

A baja presión (LPCF) 253.8 [kg/s]

El sistema de limpieza de agua del reactor tiene un filtro de tipo cama profunda.

1.2.15 Edificio de Contención del ABWR

El sistema primario de contención por supresión de presión del ABWR, mostrado en la Figura 1-13, comprende el pozo seco, el pozo húmedo, y los sistemas de apoyo.

El pozo seco comprende dos volúmenes:

- Un volumen de pozo seco superior rodeando la vasija del reactor (RPV) y cubriendo las líneas de vapor y agua de alimentación y otras conexiones del sistema primario de enfriamiento del reactor, SRV's (Válvulas de alivio de seguridad) y enfriadores HVAC del pozo seco.
- Un volumen de pozo seco inferior cubriendo las RIP's, los FMCRD's (mecanismos de movimiento fino de las barras de control) y componentes bajo la vasija y equipo de mantenimiento.

El pozo seco superior es una estructura cilíndrica de concreto reforzado con una cabeza de acero removible y un piso de diafragma de concreto reforzado. El pedestal cilíndrico del RPV, que está conectado rígidamente al piso del diafragma separa el pozo seco inferior del pozo húmedo. Los respiraderos de conexión del pozo seco son construidos dentro del pedestal del RPV y conectan al pozo seco superior con el inferior. Los respiraderos de conexión del pozo seco se extienden hacia abajo vía tubos de acero, de los cuales cada uno tiene tres aperturas de salida horizontales hacia la alberca de supresión.

El pozo húmedo comprende un volumen de gas y una alberca de supresión llena de agua para condensar rápidamente el vapor de una purga de la vasija del reactor vía las SRV's, o de una ruptura en una tubería principal dentro del pozo seco a través del sistema de respiraderos. La frontera del pozo húmedo es una pared cilíndrica de concreto reforzado que es continua junto con la frontera del pozo seco superior. Una losa de cimentación de concreto reforzado soporta el sistema de contención completo y las estructuras adjuntas.

La estructura de contención incluye un revestimiento de acero para reducir la filtración de los productos de fisión. Todas las superficies normalmente húmedas en el revestimiento en la alberca de supresión están hechos de acero inoxidable. La filtración permitida es de 0.5 [%] por día contando todas las fuentes, excluyendo las fugas de la válvula de aislamiento de vapor principal (MSIV).

El pozo seco está diseñado para soportar los cambios en la presión y temperatura asociados con la ruptura de alguna de las tuberías principales del sistema dentro del pozo seco, y también la rápida inversión de presión cuando el vapor en el pozo seco se condensa por los aspersores de contención que son parte del ECCS/RHR.

Un sistema redundante rompedor de vacío conecta el pozo seco con el pozo húmedo. El propósito de este sistema de alivio de vacío pozo seco-húmedo es prevenir el regreso del agua de la alberca de supresión de vuelta al pozo seco inferior y para proteger la integridad de la losa del suelo del diafragma entre el pozo seco y el pozo húmedo, y la estructura del pozo seco y el revestimiento.

En el evento de una ruptura de tubería dentro del pozo seco, la presión aumentada fuerza una mezcla de gases no condensables, vapor y agua a través de los respiraderos de conexión del pozo seco y aperturas horizontales hacia la alberca de supresión, donde el vapor se condensa rápidamente. Los gases no condensables transportados con el vapor escapan de la alberca y son contenidos en el volumen de gas libre del pozo húmedo.

Hay suficiente volumen de agua en la alberca de supresión para sumergir la fila superior de aperturas horizontales cuando el agua es removida de la alberca durante el post-LOCA por los ECCS. La presión de diseño de la contención es de 45 [psig] (4 [bar]). La alberca de supresión es de un tamaño tal que pueda absorber la energía acumulada junto con los RPV durante una LOCA sin exceder su temperatura de diseño.

Durante transitorios de aislamiento, cuando las MSIV's se cierran, las SRV's descargan vapor de las válvulas de alivio a través de sus tubos de escape y dispersores dentro de la alberca de supresión, la cual tiene muchas horas de capacidad de absorción de calor de decaimiento.

Para eventos más allá del diseño, tuberías con válvulas actuadas por temperatura conectan el DCV con el pozo seco inferior. Esto provee una capacidad de inundación pasiva. La contención del ABWR está normalmente inertizada con nitrógeno conteniendo < 3.5 % de oxígeno para evitar la quema de hidrógeno o detonación después de un accidente.

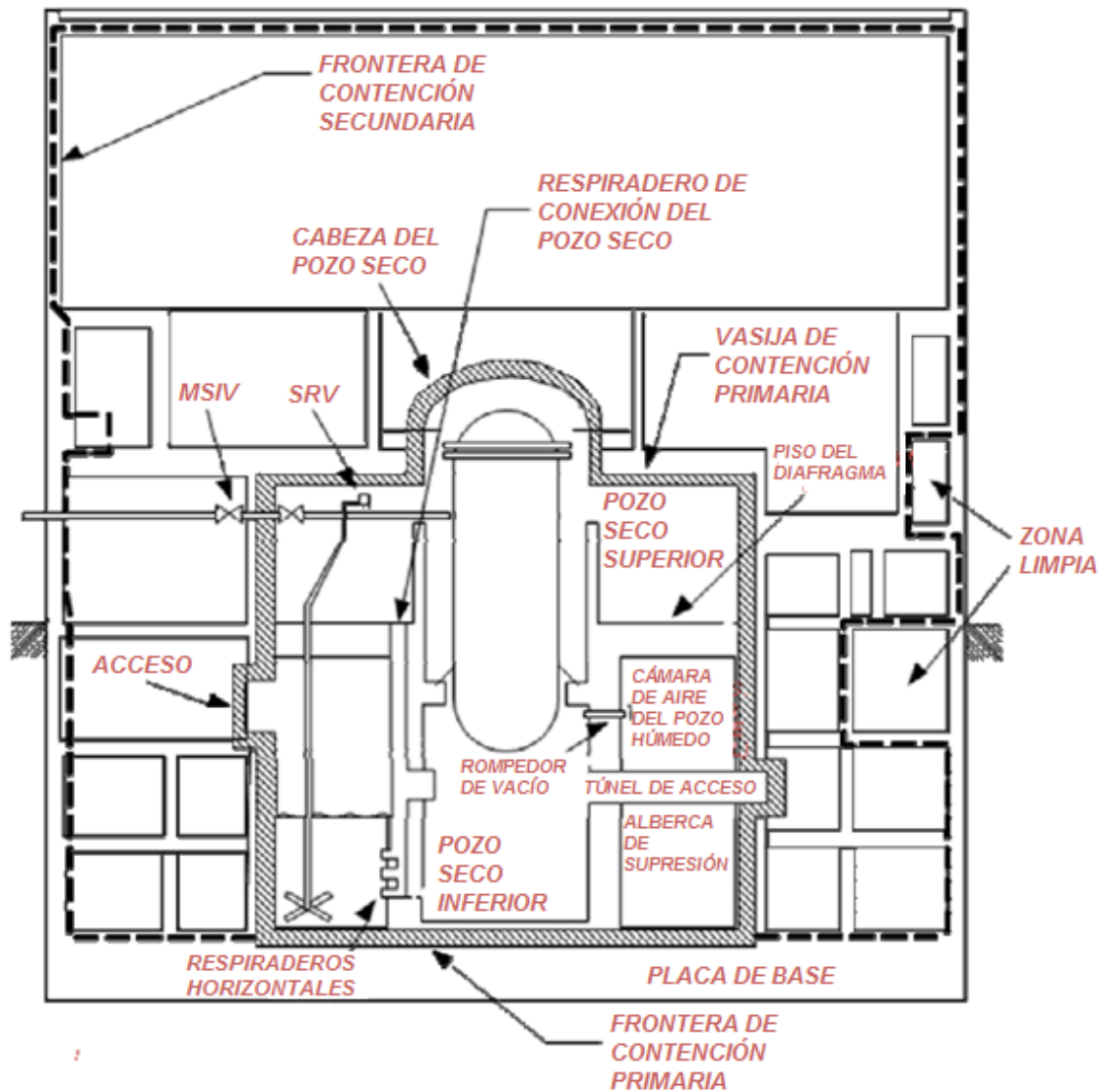


Figura 1-13 Esquema de la contención del ABWR [5]

Desde la Tabla 1-17 hasta la Tabla 1-25, se muestran los parámetros del edificio de contención del ABWR, divididos y organizados según cada componente de la contención.

Tabla 1-17 Parámetros típicos del edificio de contención [5]

Presión de diseño	0.41	[MPa]
Volumen libre del pozo seco	7350	[m ³]
Volumen de pozo seco superior	5490	[m ³]

Volumen de pozo seco inferior	1860	[m ³]
Área de los respiraderos de conexión	11.3	[m ²]
Volumen libre del pozo húmedo	5960	[m ³]
Volumen de agua de la alberca de supresión	3580	[m ³]
Altura de agua de la alberca de supresión	7.05	[m]

Tabla 1-18 Respiraderos [5]

Número de respiraderos verticales	10	
Diámetro de los respiraderos verticales	1.2	[m]
Número de respiraderos horizontales / verticales	3	
Diámetro de los respiraderos horizontales	0.7	[m]
Longitud de los respiraderos horizontales	1	[m]
Sumersión inicial de los respiraderos horizontales superiores	3.5	[m]
Sumersión inicial de los respiraderos horizontales medios	4.9	[m]
Sumersión inicial de los respiraderos horizontales inferiores	6.2	[m]
Coeficiente de pérdida del respiradero	2.5–3.5	

Tabla 1-19 RHRS (Modo de enfriamiento de la alberca) [5]

Circuitos	3	
Tasa de flujo por circuito a 275 [kPa]	950	[m ³ /hr]
Inicio automático por temperatura de alberca	322	[K]
NPSH(Cabeza positiva de succión) requerido	2.4	[m]

Tabla 1-20 RHRS (Modo de aspersión de la contención) [5]

Circuitos	2	
Tasa de flujo del pozo seco	0.84E6	[kg/hr]
Tasa de flujo del pozo húmedo	1.14E6	[kg/hr]
Inicio manual		

Tabla 1-21 Intercambiadores de calor del RHRS [5]

Tipo	U-tube	
Coeficiente global de transferencia de calor	370	[kW/°C]
Tasa de flujo de agua de enfriamiento del reactor	1.2E6	[kg/hr]
Temperatura de agua de servicio	30	[°C]

Tabla 1-22 Enfriadores del pozo seco [5]

Capacidad de remoción de calor	1.25	[MWt]
--	------	-------

Tabla 1-23 Scram [5]

Incremento de presión por scram en el pozo seco	13.6	[kPa]
Temperatura de la alberca alta para señal de scram	316.6	[K]

Tabla 1-24 Interruptores de vacío [5]

Número	8	
Punto de ajuste de diferencial	0.69	[kPa]
de presión de apertura	3.43 (totalmente abierto)	[kPa]
Diámetro	50.8	[cm]
Coeficiente de pérdidas	3	
Mínimo requerido A/\sqrt{k}	0.77	[m ²]

Tabla 1-25 Condiciones Iniciales [5]

Temperatura máxima inicial del pozo seco · · · · ·	308	[K]
Humedad del pozo seco · · · · ·	20	[%]
Temperatura máxima inicial – Pozo húmedo / Alberca de supresión ·	308	[K]
Humedad del pozo húmedo · · · · ·	100	[%]

1.2.16 Los Sistemas ECCS

Los sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo, o ECCS por sus siglas en inglés, se encargan de mantener el núcleo a una temperatura segura para evitar que sufra cualquier tipo de daño. Se componen del HPCF (Inundador del núcleo de alta presión), el RCIC, (Enfriamiento del núcleo del reactor aislado), el ADS (sistema de despresurización automático) y el RHR (Remoción de calor residual), y se pueden observar en la Figura 1-14. [7]

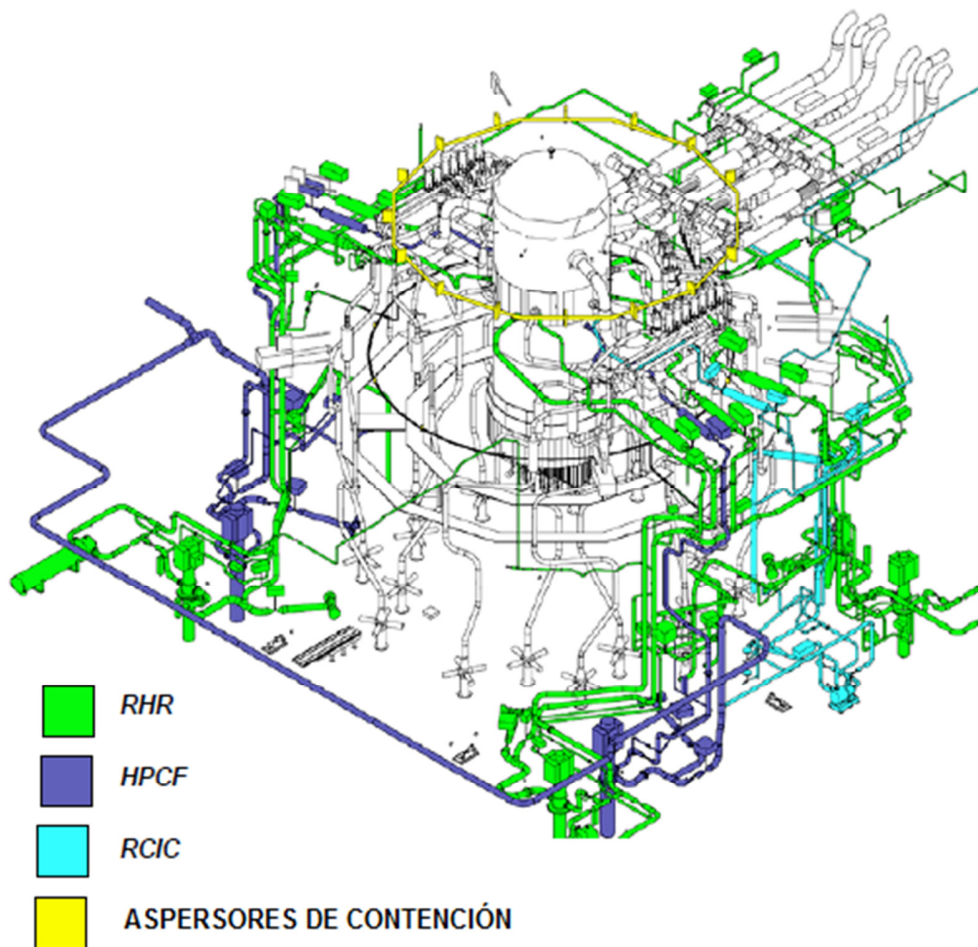


Figura 1-14 Esquema de los sistemas ECCS [4]

1.2.16.1 El Sistema HPCF

El propósito principal del HPCF es mantener el inventario del reactor tras pequeñas rupturas que no despresurizan la vasija. Se encuentra provisto en divisiones mecánica y eléctrica bien separadas. El HPCF se dispara si hay alta presión en el pozo seco o si hay bajo nivel de agua en la vasija.

Está compuesto de bombas que toman su succión principal de la alberca de almacén de condensado, y de la alberca de supresión como fuente secundaria, descargando el agua hacia el núcleo. Su esquema e muestra en la Figura 1-15.

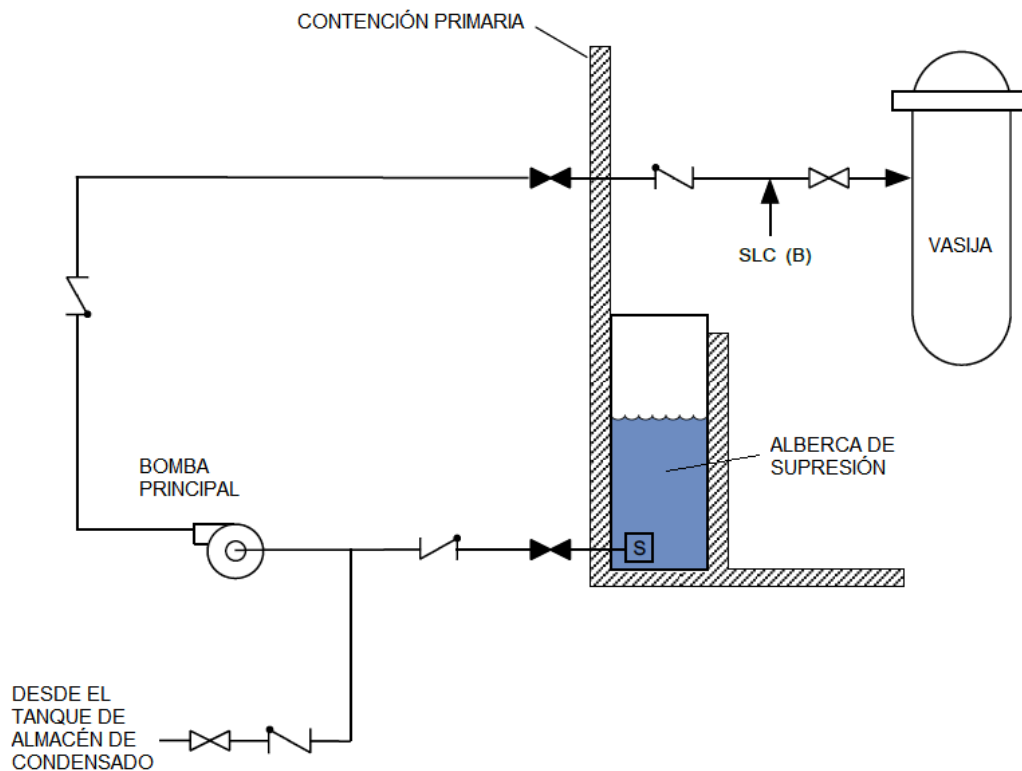


Figura 1-15 Esquema del HPCF [4]

1.2.16.2 El Sistema RCIC

El propósito principal del RCIC es el de dar agua de respaldo cuando la vasija del reactor es aislada. Utiliza una bomba impulsada por una turbina de vapor. Opera automáticamente cuando el nivel de agua de la vasija es bajo y tiene un flujo tal que es capaz de mantener un nivel adecuado de agua en la vasija en los siguientes eventos:

- Vasija aislada y mantenida en espera en caliente
- Apagado completo de la planta con pérdida de agua de alimentación normal antes de despresurizar el reactor a un nivel en el que los sistemas de enfriamiento de apagado se puedan poner en operación.
- Pérdida de corriente alterna

La línea de suministro de vapor del RCIC viene de una rama de las líneas principales de vapor que salen de la turbina. La turbina libera el vapor a la alberca de supresión. El agua de respaldo es proporcionada por el tanque de almacén de condensado y por la alberca de supresión. El agua del RCIC es descargada en la línea del agua de alimentación. Esto se puede ver en el esquema mostrado en la Figura 1-16.

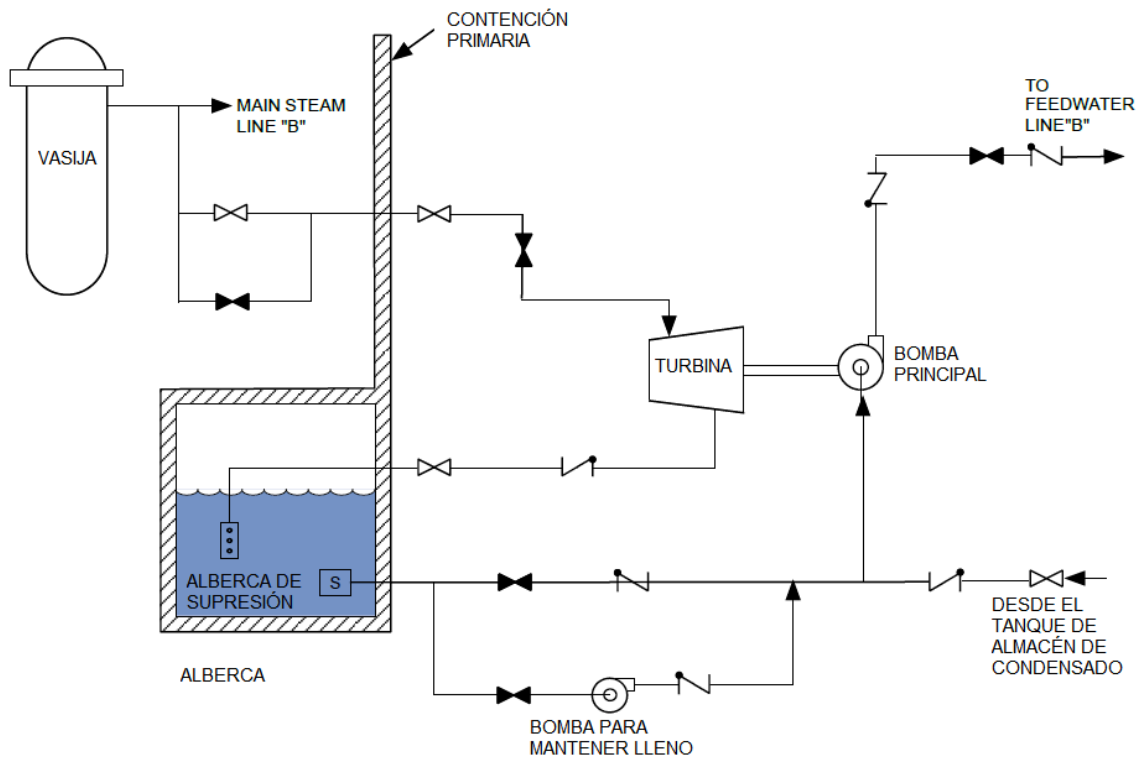


Figura 1-16 Esquema del RCIC [4]

1.2.16.3 El Sistema RHR

El propósito del sistema RHR es remover calor residual durante un apagado normal del reactor, en aislamiento del reactor y en el evento de una LOCA, y tiene varios modos de operación.

Enfriamiento del agua de la alberca de supresión: Este es uno de los modos de operación del RHR. El sistema de enfriamiento de la alberca de supresión enfría el agua de la alberca de supresión que sigue después de la purga en un evento LOCA. Se inicia automáticamente al haber temperatura elevada en la alberca de supresión, pero también se puede iniciar manualmente. Se succiona agua de la alberca de supresión, el flujo pasa a través de los intercambiadores de calor del RHR y se regresa a la alberca de supresión.

Enfriamiento por aspersores de la contención principal: Este es otro modo de operación del RHR, es manualmente iniciado y rocía agua de la alberca de la cámara de supresión dentro del pozo seco y el pozo húmedo después de un evento LOCA. Esta agua rociada en el pozo seco regresa a la cámara de supresión a través de las tuberías de los respiraderos después de que el nivel de agua del pozo seco alcance el nivel de la entrada de las tuberías de los

respiraderos. Es mezclado con el agua rociada en el pozo húmedo y enfriada por los intercambiadores de calor del RHR.

1.2.17 Ventajas del Reactor ABWR con Respecto al BWR

La diferencia más evidente es que carece de bombas de recirculación externas. En cambio usa bombas centrífugas dentro de la vasija del reactor, como se puede observar en la Figura 1-17, de manera que disminuye el riesgo de una LOCA eliminando la complejidad de las tuberías y las bombas de recirculación externas. Al hacer esto se tienen menos penetraciones en la vasija, y hay menos riesgo de que un evento en el exterior de la vasija pueda dañar su funcionamiento.

También tiene barras de control de movimiento fino para permitir un mejor manejo y control del combustible durante la operación. Las barras de control de un reactor BWR se movían hacia arriba y hacia abajo avanzando por escalones, lo que dificultaba controlar de manera estable el reactor. Pero con el movimiento fino de las barras de control en un ABWR se pueden colocar exactamente donde se desea, con lo que el control del reactor se mejora de manera significativa.

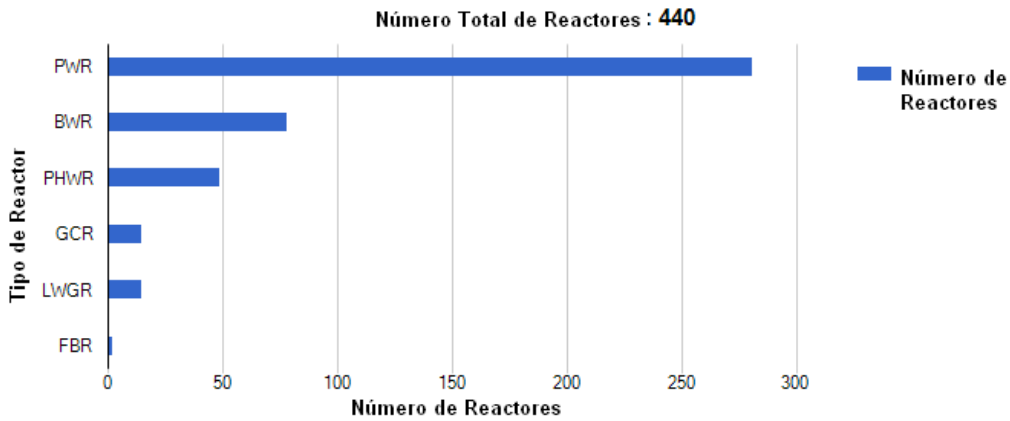
La otra ventaja importante es la mejora en la contención, que con su nuevo diseño y su mayor almacenamiento de agua en el caso de un accidente es más segura, y también es más económica.



Figura 1-17 Vasija del ABWR con las RIP's [6]

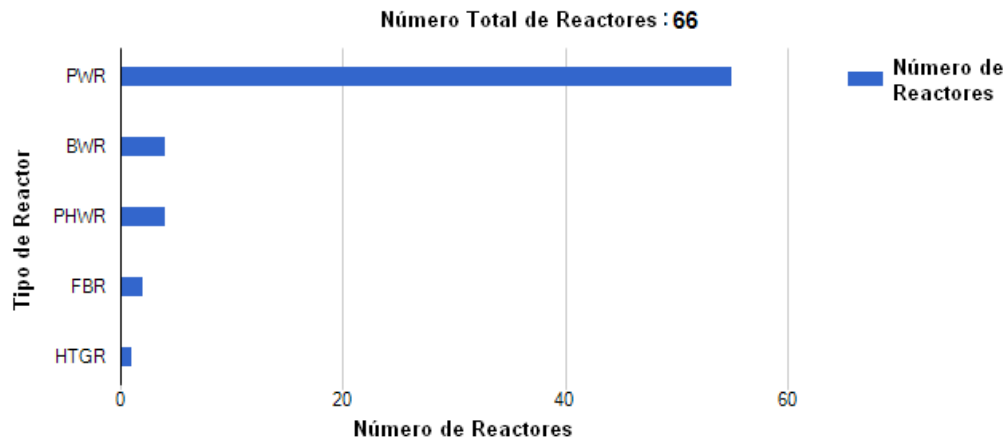
1.2.18 Situación Actual Mundial del Reactor ABWR

Actualmente (05 de Noviembre del 2015) existen en el mundo 440 reactores funcionando, produciendo una potencia eléctrica de 381055 [MW], de los cuáles 78 son BWR o ABWR, con una potencia eléctrica de 74755 [MW], como lo muestra la Gráfica 1-1.



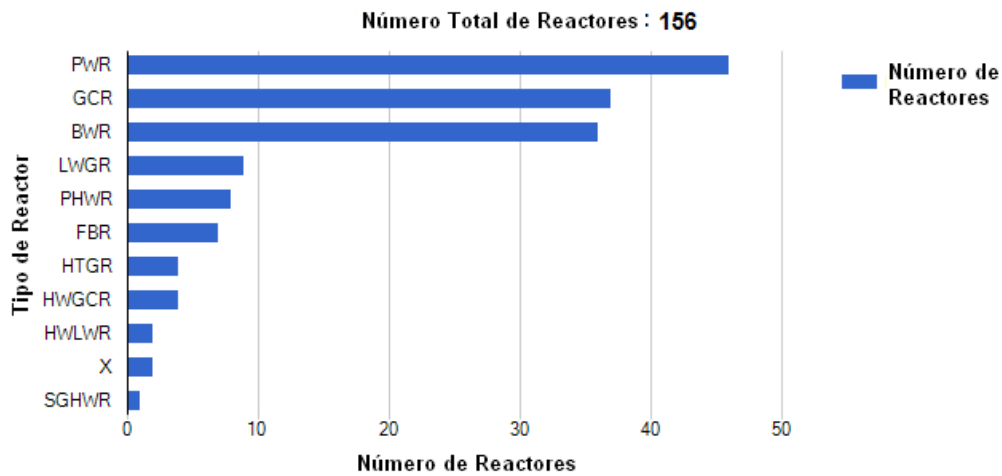
Gráfica 1-1 Reactores en operación [8]

Se están construyendo alrededor del mundo 66 reactores, con una potencia eléctrica de 64827 [MW], de los cuáles 4 son BWR o ABWR, con una potencia eléctrica de 5250 [MW], como lo muestra la Gráfica 1-2.



Gráfica 1-2 Reactores en construcción [9]

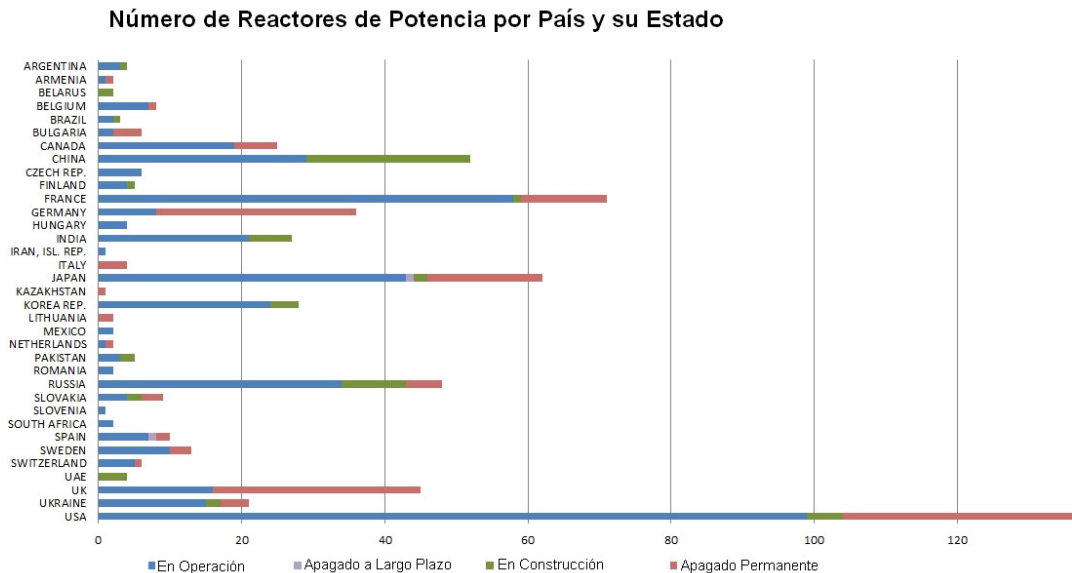
Hasta el día de hoy se han cerrado y apagado de manera permanente en el mundo 156 reactores, con una potencia eléctrica de 60905 [MW], de los cuáles 36 son BWR o ABWR, con una potencia eléctrica de 16471 [MW], como lo muestra la Gráfica 1-3.



Gráfica 1-3 Reactores en apagado permanente [10]

También podemos ver en la Gráfica 1-1 y la Gráfica 1-2 que los reactores PWR son los más numerosos en la industria actualmente, seguidos por los BWR y los ABWR. Actualmente el ESBWR, que es la versión más avanzada del BWR, es el diseño que incorpora más sistemas pasivos que ningún otro, es el más seguro y también muy económico.

México aún tiene pocos reactores, pero se encuentra analizando la construcción de más reactores, encaminándose a un futuro con un mayor uso de este recurso, como podemos notar en la Gráfica 1-4.



Gráfica 1-4 Número de reactores por país y su estado [11]

2. Simuladores para el Entrenamiento

2.1 La Simulación

Conforme fue creciendo la población y se fue acelerando el ritmo de vida de la humanidad, se hizo más necesario que los cálculos para poder trabajar en todo tipo de tareas se realizaran más rápido y pudiesen ser hechos con mayor facilidad.

Por mucho tiempo se trabajaron estos cálculos a mano, con base en los conocimientos y habilidades de cada quién y modelos matemáticos que representan los fenómenos a estudiar. Pero de esta manera no se lograba satisfacer las necesidades de la humanidad y su acelerado ritmo de vida.

Con la aparición de las computadoras apareció la posibilidad de hacer todos los cálculos mucho más rápidamente. Combinando la nueva tecnología con la necesidad de trabajar más rápidamente los modelos matemáticos aparecieron los simuladores.

Un simulador es un programa de computadora o un dispositivo en el cual se introduce el modelo matemático que describe cierto fenómeno, con el fin de hacer pruebas y experimentos con éste. El simulador ayuda al que lo usa a comprender cierto sistema, familiarizarse con él, evaluar resultados a ciertos estímulos y pensar en diferentes formas de interactuar con el sistema.

Una de las mayores ventajas de un simulador es que se pueden realizar pruebas que en la vida real podrían tener un costo muy elevado, pero en el simulador se pueden realizar relativamente gratis. Este detalle ha permitido la creación de simuladores para aviones, automóviles, manufactura, construcción, y por supuesto de reactores nucleares.

2.2 Clasificación de Simuladores

Los simuladores para planta nucleoelectrica de alcance completo han demostrado ser de gran utilidad para el entrenamiento del personal que trabaja en la planta, como operadores, ingenieros, y otro tipo de personal. Incluso cuando no se tiene un simulador de la planta nucleoelectrica en la que trabajan, se les ha entrenado con simuladores de plantas similares a la suya. Han demostrado ser útiles en el entrenamiento de personal que trabaja en:

- Control y operación general de la planta
- Operación y control de sistemas individuales
- Análisis de respuesta de la planta a fallas en el equipo y/o la instrumentación
- Control computarizado de procesos de la planta

- Implementación de plan de emergencia y/o manejo de crisis
- Monitoreo del núcleo y protección radiológica
- Mantenimiento de la planta

Existen muchos tipos de simuladores que pueden ayudar al entrenamiento del personal además del simulador de alcance completo. Estos simuladores incluso pueden llegar a ser mucho más económicos y accesibles. Algunos de los tipos de simuladores más importantes son los siguientes:

- Simulador de tarea específica
- Simulador de principios básicos
- Simulador compacto
- Simulador gráfico
- Simulador multifuncional
- Analizador de planta

2.2.1 Simulador de Tarea Específica

Diseñado para entrenamiento sobre una parte específica de las operaciones de la planta o para un fenómeno especial. Estas operaciones y fenómenos pueden ser simulados más fielmente en este tipo de simulador que en uno de alcance completo, lo que ayuda mucho al entrenamiento en esa área. Ejemplos de estos simuladores para entrenamiento son:

- Simulador de rupturas en tuberías en el sistema de generación de vapor
- Simulador de arranque y operación de un generador diésel

2.2.2 Simulador de Principios Básicos

Ilustra conceptos generales, demostrando e implementando los procesos físicos fundamentales en una planta. Este simulador puede dar una visión general del comportamiento de la planta y comprensión de los modos de operación principales. El alcance de la simulación se concentra en los sistemas principales de la planta, dejando de lado los sistemas auxiliares. Su objetivo principal es ayudar a los aprendices a comprender los procesos físicos fundamentales, operación básica de sistemas complejos y los procedimientos generales de operación de una planta nucleoelectrónica.

2.2.3 Simulador Compacto

Dan los medios de entrenamiento en procesos de operación de una forma simplificada. Se proporciona un panel de control para mostrar parámetros

importantes. A pesar de que su fidelidad es igual a la de un simulador de alcance completo el alcance de la simulación es limitado y no es replicado el cuarto de control completo. Son una herramienta muy buena para el entrenamiento básico de nuevos operadores, operadores de campo y personal que no trabaja en el interior del cuarto de control.

2.2.4 Simulador Gráfico

Dan una representación gráfica de los parámetros de control y del entorno de operación. Por ejemplo, los paneles de control pueden aparecer como unidades o como imágenes. Son una alternativa de bajo costo en comparación de simuladores que requieren el uso de hardware para el cuarto de control. Su alcance puede llegar al nivel de los simuladores de alcance completo.

2.2.5 Simulador Multifuncional

Este término a menudo es usado para describir a los simuladores gráficos o a los compactos ya mencionados. Su simulación es del nivel del simulador de alcance completo, apoyados por paneles y puede extenderse hasta alcanzar a un simulador de alcance completo.

2.2.6 Analizador de Planta

Es un simulador diseñado para estudiar transitorios complicados en la planta o accidentes. Como el objetivo del simulador es dar información muy detallada sobre el comportamiento de la planta, no funcionan en tiempo real.

2.3 Ventajas del Uso de Simuladores

- La capacidad de entrenar en fallas, transitorios y accidentes.
- Reducción del riesgo para el equipo de planta y el personal.
- La habilidad de repetir un escenario tantas veces como sea necesario para que el aprendiz comprenda y se familiarice con un evento.
- La habilidad de experimentar ciertos eventos en simulación antes de verlos por primera vez cuando ocurran en la planta.
- La habilidad de entrenar al personal en eventos realistas en una planta.
- Capacidad de obtener maestría en algún objetivo del entrenamiento de manera económica.
- La oportunidad de alcanzar nuevos objetivos del entrenamiento conforme cambien los requerimientos y las necesidades del entrenamiento.
- Excelencia en el entrenamiento, especialmente en tareas cognitivas de alto nivel y adquisición y retención de conocimiento de los procesos de planta.

Y cuando se incluye una gama de tipos de simuladores distintos en el entrenamiento:

- Proporcionar a los aprendices una transición de entrenamiento fundamental operaciones iniciales de entrenamiento a operaciones de planta más complejas e integrales y entrenamiento por equipos que usualmente son llevados a cabo en un simulador de alcance completo.
- Un mayor número de personal puede recibir un entrenamiento efectivo si hay una variedad de simuladores disponible.
- Instrucción individualizada y auto entrenamiento puede ser realizado de manera efectiva en dispositivos de simulación diseñados con estas capacidades en mente.
- Proporcionar entrenamiento a personal de ingeniería y manejo que no tienen una necesidad de estar familiarizados con los paneles del cuarto de control y la instrumentación, pero que sí necesitan comprensión de los procesos de la planta y de algunos sistemas específicos.
- Proporcionar re entrenamiento para personal de turno para enfatizar comprensión y entrenamiento técnico contra el entrenamiento con énfasis en trabajo en equipo y comportamiento del cuarto de control usualmente realizado en el simulador de alcance completo.
- Alcanzar un entrenamiento más económico y efectivo por la reducción de alcance y complejidad de un simulador de alcance completo.
- Asegurarse de que entrenamiento que es más apropiado en simuladores de tarea específica no son realizados en un simulador de alcance completo, apoyando la eficiencia del entrenamiento, y permitiendo que se tenga más tiempo disponible para entrenamiento en el simulador de alcance completo.
- Reduciendo la demanda de entrenamiento en el simulador de alcance completo para permitir una mejor preparación por instructores y mejor mantenimiento de simuladores y modificaciones.
- Proporcionar simulación para procesos y acciones más allá de la habilidad del personal del cuarto de control.
- Entrenamiento para mitigación de consecuencias de accidentes, incluso para accidentes por encima de la base de diseño. [12]

2.4 Simuladores de la OIEA

La Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha establecido un programa en simuladores computarizados de reactores nucleares para apoyar a los estados miembros de la organización para la educación de sus profesionales nucleares. El objetivo del programa es proveer de visión y comprensión de las características de operación, sistemas de control de la reactividad, sistemas de

seguridad, y respuesta a transitorios y accidentes para una variedad de plantas nucleares comunes. Los siguientes simuladores son el resultado de los esfuerzos de la OIEA para cumplir sus objetivos, y están disponibles para su distribución:

- 4 Simuladores de Reactor de Agua Presurizada PWR
 - PWR Convencional de Dos Lazos
 - PWR de Tipo Coreano
 - PWR de Tipo Ruso
 - PWR Avanzado Pasivo

- 2 Simuladores de Reactor de Agua Hirviente BWR
 - BWR Avanzado
 - BWR Avanzado Pasivo

- 2 Simuladores de Reactor de Agua Pesada Presurizada PHWR
 - PHWR Convencional
 - PHWR Avanzado [13]

Los simuladores funcionan en computadoras personales y son proporcionados a una amplia audiencia para personal técnico y no técnico como una herramienta introductoria. Sin embargo, la audiencia más frecuente son miembros de facultad interesados en desarrollar cursos de ingeniería nuclear usando estas herramientas.

Hay que remarcar que los simuladores no están diseñados para propósitos específicos de planta como diseño, evaluación de seguridad, licenciatura ni entrenamiento para el operador, ya que sólo funcionan como un acercamiento general a las características de funcionamiento de un reactor genérico.

Los simuladores de la OIEA y su respectiva documentación se distribuyen de manera gratuita para miembros interesados de la organización, cumpliendo los trámites necesarios.

3. Simulador ABWR

3.1 Consideraciones del Diseño del Simulador

3.1.1 Medición del Nivel de Agua del BWR

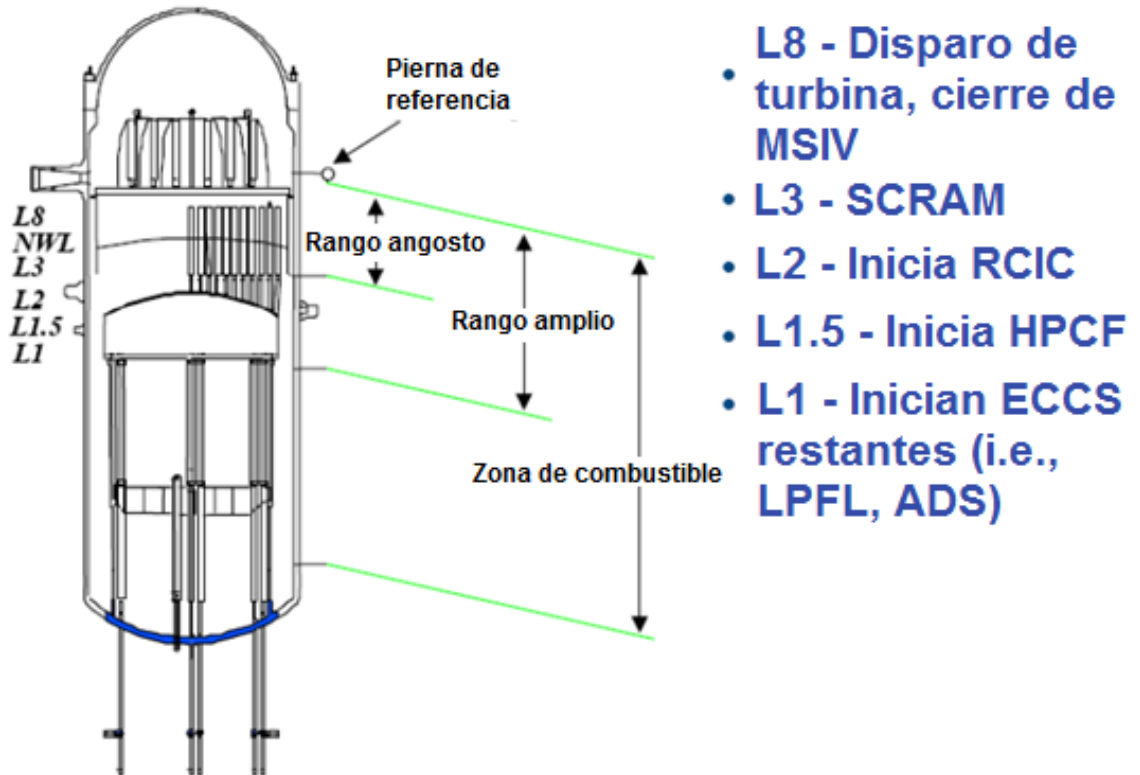


Figura 3-1 Medición del nivel de agua del BWR [5]

La forma en la que se mide el agua en el simulador ABWR se muestra en la Figura 3-1. Asumir TAF = 9 [m]; punto de ajuste de nivel normal de agua a 13.5 [m]. Los respectivos puntos de ajuste de disparo por nivel se implementan como sigue:

- L8 = 5.0 [m] TAF = 14.0 [m] → Disparo de turbina
- L4 = 4.0 [m] TAF = 13.0 [m] → Reducción del flujo del núcleo
- L3 = 3.3 [m] TAF = 12.3 [m] → Scram del reactor
- L2 = 2.43 [m] TAF = 11.43 [m] → Disparo de 6 RIP's
→ Iniciar el RCIC en el ECC (enfriamiento de emergencia del núcleo)
- L1.5 = 0.978 [m] TAF = 9.978 [m] → Iniciar bombas HPCF en el ECC
- L1 = 0.153 [m] TAF = 9.153 [m] → Iniciar la purga del ADS
→ Iniciar 2 bombas RHR en el ECC

3.1.2 Contención del BWR

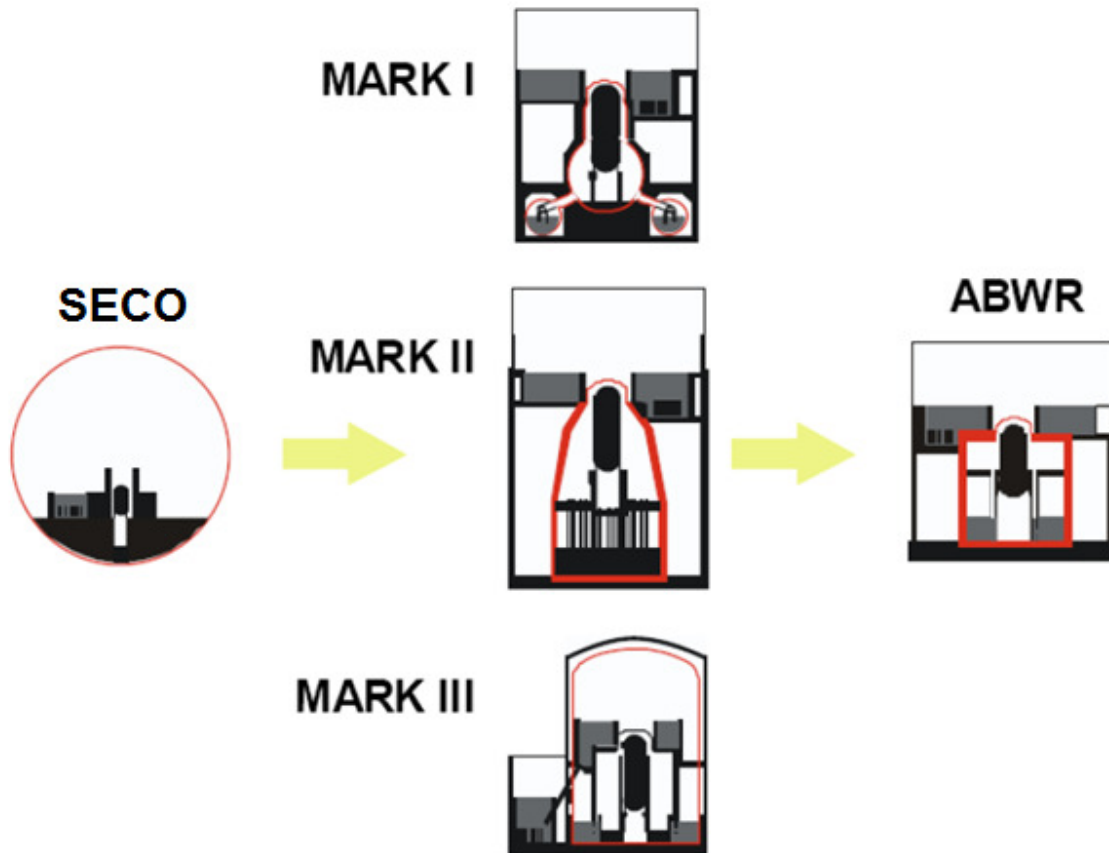


Figura 3-2 Tipos de contención del BWR [5]

La configuración del edificio de contención del BWR ha evolucionado a través de las líneas de producción del Mark 1, Mark 2 y Mark 3, como se ve en la Figura 3-2. Ya que este simulador modela una planta con bombas internas similar al ABWR, aquí se describe el edificio de contención del ABWR. Éste es similar al edificio de contención Mark 3 en la configuración de los respiraderos horizontales conectando el pozo húmedo con la alberca de supresión, pero el volumen del pozo húmedo es menor y el arreglo es diferente del Mark 3 tradicional.

3.1.3 Fenómenos Modelados en la Contención

Desde la perspectiva del simulador, la contención necesita ser modelada para transitorios incluyendo descargas de las SRV's en la alberca de supresión, así como rupturas de tuberías dentro del pozo seco. Ambos tipos de eventos tienen un impacto a corto plazo, así como un efecto en la contención a largo plazo. Muchas de las cargas de los transitorios a corto plazo son complejas y su comprensión depende de datos experimentales empíricos y están fuera del

alcance de los simuladores de entrenamiento. Sin embargo, serán mencionados para que se tenga una imagen más completa.

3.1.3.1 Transitorio de Descarga de las SRV's

Un transitorio de presurización en el RPV causará que las SRV's se abran y descarguen vapor dentro de la alberca de supresión vía la línea de descarga del dispersor, el cual está adjunto al final de la descarga. Previo a la actuación de las SRV's, la línea de descarga de las SRV's sobre el nivel de agua se llena con gas no condensable. La apertura repentina de las SRV's y la consiguiente descarga rápida de vapor resulta en la presurización de la línea. Esta presurización crea una gran fuerza que empuja el gas y la pierna de agua fuera de la línea de descarga a través del dispersor y dentro de la alberca de supresión. Este gas entonces forma burbujas que oscilan e imparten cargas a las fronteras sumergidas y a las estructuras en la alberca de supresión. Este fenómeno es conocido como limpieza de aire de la SRV y toma lugar en un periodo de un segundo tras haber actuado la SRV.

Después de la fase de limpieza de aire, el vapor es descargado dentro de la alberca. La condensación rápida del vapor también causa una carga de condensación en las fronteras sumergidas y a las estructuras en la alberca de supresión. Mientras el flujo de vapor desciende, el proceso de condensación se vuelve periódico (flujo traqueteando). Sin embargo, estas cargas son menores cuando los dispositivos de descarga del dispersor son usados.

Los fenómenos principales modelados para este transitorio serían:

- Descarga del inventario inicial de agua y no condensables.
- Condensación en la alberca de supresión resultando en un incremento de la temperatura de la alberca de supresión y un incremento en la presión en el espacio de gas del pozo seco debido a presión parcial incrementada correspondiente a la mayor temperatura de la alberca. Como las SRV's descargan cerca del fondo de la alberca, la alberca se mezcla bien y hay poca estratificación de la temperatura.
- Si la temperatura del pozo húmedo excede la temperatura del pozo seco por el diferencial de presión del punto de ajuste del rompedor de vacío, entonces los rompedores de vacío pueden abrirse.

3.1.3.2 Ruptura de Tubería en el Pozo Seco

Siguiendo una ruptura de tubería en el pozo seco, el vapor descargado a través de la tubería empieza a presurizar el pozo seco. La presión aumentada baja el nivel de agua en los respiraderos de conexión del pozo seco y descubre las

aperturas horizontales. Una vez que los respiraderos horizontales superiores se abren, una mezcla de no condensables y vapor se descargan dentro de la alberca de supresión. Esto reduce la tasa de presurización en el pozo seco. Típicamente, la presión del pozo seco se invierte cuando la segunda fila de respiraderos horizontales se descubre. La limpieza de los respiraderos ocurre en un tiempo aproximado de un segundo. Este pico inicial de presión es la mayor presión alcanzada en el pozo seco durante el transitorio.

La mayoría de los no condensables son retirados del pozo seco en un periodo entre 5 y 10 segundos. La descarga de este volumen de gas a través de los respiraderos horizontales hacia la alberca resulta en un fenómeno de oleaje en la alberca. Después de que el respiradero se limpia de agua, se forma una burbuja en la apertura de salida y la mezcla de vapor y no condensables comienza a fluir dentro de la alberca de supresión. La alberca en la apertura se expande a presión hidrostática de la alberca de supresión mientras que la mezcla continúa fluyendo desde el pozo seco presurizado. La masa de agua sobre la burbuja expandiéndose es acelerada hacia arriba por la diferencia entre la burbuja y la presión del aire. La superficie del agua de la alberca se mueve hacia arriba hasta que la burbuja se rompe a través de la superficie. Durante la fase de oleaje de la alberca, la región del pozo húmedo es sujeto de cargas hidrodinámicas debido a la presión, arrastre y fuerzas de impacto.

El gas del pozo húmedo es presurizado debido a la acumulación de los no condensables que burbujan a través de este espacio y a la presión aumentada del vapor mientras la temperatura de la alberca se eleva.

Mientras el vapor fluye por los respiraderos, el proceso de condensación se vuelve periódico. Primero el fenómeno de oscilación de condensación (CO) ocurre cuando el flujo del respiradero es predominantemente vapor en un flujo de masa relativamente alto. La mezcla vapor agua en la apertura de salida oscila mientras el vapor se condensa, con un flujo de masa de vapor suficiente para prevenir que el flujo de masa se regrese al respiradero. El proceso de condensación de vapor en la apertura de salida induce cargas de presión oscilatorias y continuas en la frontera de la alberca de supresión y a las estructuras sumergidas en la alberca de supresión.

Mientras el flujo de vapor desciende, típicamente a un flujo de masa bajo de vapor de 2-10 [lb/s.ft²] (10-50 [kg/s.m²]), ocurren oscilaciones traqueteando. Se forma una burbuja de vapor en la apertura de salida, crece y finalmente colapsa, cuando la transferencia de calor al agua de la alberca de supresión es superior a la energía de vapor alimentando la burbuja. Una burbuja que colapsa produce un pico de presión, seguido de una oscilación amortiguada, que se transmite a las

fronteras y estructuras sumergidas. La amplitud de la presión traqueteante desciende con mayor temperatura de alberca, y no hay una carga significativa de traqueteo a temperaturas mayores a 60 [°C].

Mientras el flujo de vapor desciende y el vapor es descargado únicamente a través de la fila superior de respiraderos horizontales, el vapor es condensado principalmente en la región por encima de los respiraderos superiores. Esto resulta en estratificación de temperatura, con la temperatura de la superficie de la alberca más allá de la calculada para una alberca bien mezclada. Sin embargo, esto se compensa por las oscilaciones de condensación y de traqueteo, que promueven una buena mezcla.

Los fenómenos principales modelados para LOCA serían:

- Respuesta de presión y temperatura del pozo seco a la descarga del flujo de ruptura en el pozo húmedo.
- Toma en cuenta de la limpieza de respiraderos por la inercia de las piernas de agua en las ramas verticales y horizontales.
- Flujo de descarga a través de los respiraderos y masa de la alberca de supresión y balance de energía.
- Presurización del espacio de aire del pozo húmedo debido a los no condensables añadidos a este espacio desde el pozo seco y presión de vapor aumentada correspondiente a la temperatura de la superficie de la alberca.

3.1.3.3 Interacción entre el RPV y el Edificio de Contención

- El vapor de una ruptura de tubería es descargado, ya sea en el pozo seco superior (Ruptura de la línea de vapor o de agua de alimentación) o en el pozo seco inferior (Ruptura del sello de las RIP's o de la línea de drenaje inferior). Transición del flujo desde flujo crítico a flujo Bernoulli a baja presión.
- Flujo de las SRV's se descarga a la alberca de supresión.
- Se inyecta agua de la alberca de supresión en el RPV mediante el sistema RHR.
- Un incremento de 13.6 [kPa] en la presión del pozo seco inicializa scram.
- Una temperatura de la alberca de supresión de 316.6 [K] inicializa scram.

3.2 Pantallas del Simulador

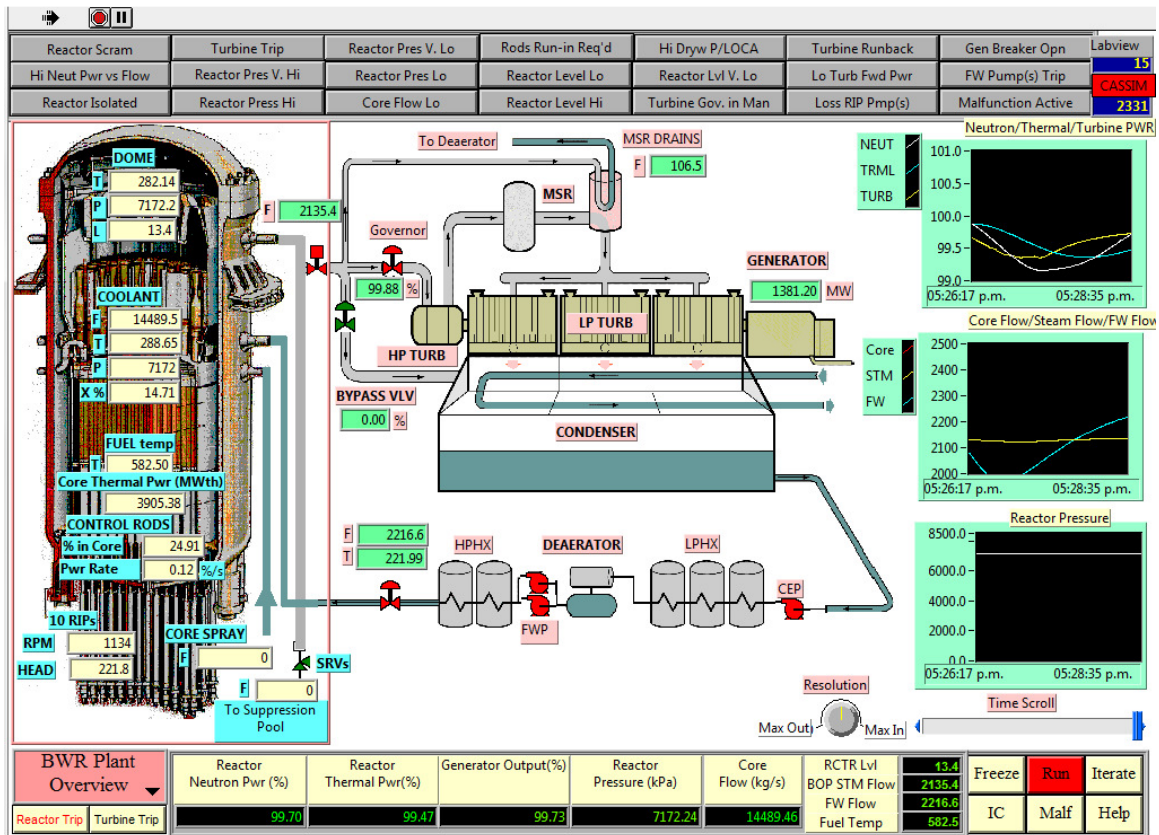


Figura 3-3 Pantalla del simulador del BWR [14]

El simulador tiene 9 pantallas:

- Pantalla de Observación General del BWR (BWR Plant Overview)
- Pantalla de los Circuitos de Control del BWR (BWR Control Loops)
- Pantalla de Controles y Mapa potencia/flujo del BWR (BWR Power/Flow Map & Controls)
- Pantalla de Reactividad y Punto de Ajuste del BWR (BWR Reactivity & Setpoints)
- Pantalla de Parámetros de Scram del BWR (BWR Scram Parameters)
- Pantalla del Turbogenerador del BWR (BWR Turbine Generator)
- Pantalla de Agua de Alimentación y Extracción de Gas del BWR (BWR Feedwater & Extraction Steam)
- Pantalla de Contención del BWR

- (BWR Containment)
- Pantalla de Actividad del BWR (BWR Trends)

Cada pantalla tiene la misma información en la parte superior y en la parte inferior, tal como se ve en la Figura 3-3.

La parte superior de la pantalla contiene 21 alarmas y anuncios, que indican cambios de estado importantes en parámetros de la planta que requieren acciones del operador, y podemos verlos en la Figura 3-4.

Reactor Scram	Turbine Trip	Reactor Pres V. Lo	Rods Run-in Req'd	Hi Dryw P/LOCA	Turbine Runback	Gen Breaker Opn
Hi Neut Pwr vs Flow	Reactor Pres V. Hi	Reactor Pres Lo	Reactor Level Lo	Reactor Lvl V. Lo	Lo Turb Fwd Pwr	FW Pump(s) Trip
Reactor Isolated	Reactor Press Hi	Core Flow Lo	Reactor Level Hi	Turbine Gov. in Man	Loss RIP Pmp(s)	Malfunction Active

Figura 3-4 Alarmas del BWR [14]

La esquina superior derecha muestra el estado del simulador con dos contadores, que se muestran en la Figura 3-5. Un contador de Labview, software de interfaz gráfica del usuario que genera las pantallas del simulador. El otro contador de CASSIM, software de motor de simulación que procesa las respuestas de los modelos de simulación.

Ambos contadores están corriendo mientras corre la simulación. Si la simulación es congelada, el contador de Labview no cambia, así como las pantallas; el contador de CASSIM tampoco cambia, y los programas de modelo no se ejecutan.



Figura 3-5 Contadores del estado del simulador [14]

Como podemos ver en la Figura 3-6, la parte inferior de la pantalla muestra los valores de los siguientes parámetros mayores de la planta:

- Potencia neutrónica del reactor [%]
- Potencia térmica del reactor [%]
 - Tomando como 100% la salida térmica máxima del reactor, que es de 3926 [MWth] a máxima potencia (FP)
- Potencia bruta del turbogenerador [%]
- Presión del reactor [kPa]
- Flujo en el núcleo [kg/s]

- Nivel de agua del reactor [m]
- Flujo de vapor del balance de la planta (BOP) [%]
 - Flujo de vapor después de válvula de aislamiento principal de vapor
- Flujo de agua de alimentación [kg/s]
- Temperatura promedio del combustible [°C]

Reactor Neutron Pwr (%)	Reactor Thermal Pwr(%)	Generator Output(%)	Reactor Pressure (kPa)	Core Flow (kg/s)	RCTR Lvl	13.4
99.70	99.47	99.73	7172.24	14489.46	BOP STM Flow	2135.4
					FW Flow	2216.6
					Fuel Temp	582.5

Figura 3-6 Parámetros mayores de la planta [14]

La esquina inferior izquierda permite la inicialización de “reactor trip/scram” (Señal de scram) y “turbine trip” (Disparo de turbina). Ambos corresponden a dos botones alambrados en el cuarto de control real.

La caja sobre los botones de scram y disparo de turbina muestra la pantalla seleccionada actualmente. Esto lo podemos ver en la Figura 3-7.

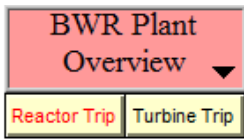


Figura 3-7 Casilla selectora de disparo de reactor y turbina [14]

En la Figura 3-8 vemos los botones restantes en la esquina inferior derecha, los cuales permiten el control de la simulación una iteración a la vez (“Iterate”), selección de puntos de inicialización (“IC”), inserción de fallas (“Malf”) y llamar la pantalla de ayuda (“Help”).



Figura 3-8 Botones varios de manipulación del simulador [14]

Como regla general, todos los valores mostrados en las cajas de despliegues de las pantallas del simulador obedecen la convención indicada en la Tabla 3-1.

Tabla 3-1 Convención de valores del simulador [5]

Designación	Valor	Unidad
P	Presión	[kPa]
T	Temperatura	[°C]
F	Flujo	[kg/s]
X	Calidad de dos fases	[%]

Estado de válvulas:

- Rojo → Completamente abierta
- Verde → Completamente cerrada
- Rojo/Verde → Parcialmente abierta

Estado de las bombas:

- Rojo → En funcionamiento
- Verde → Apagada

3.2.1 Pantalla de Observación General del BWR

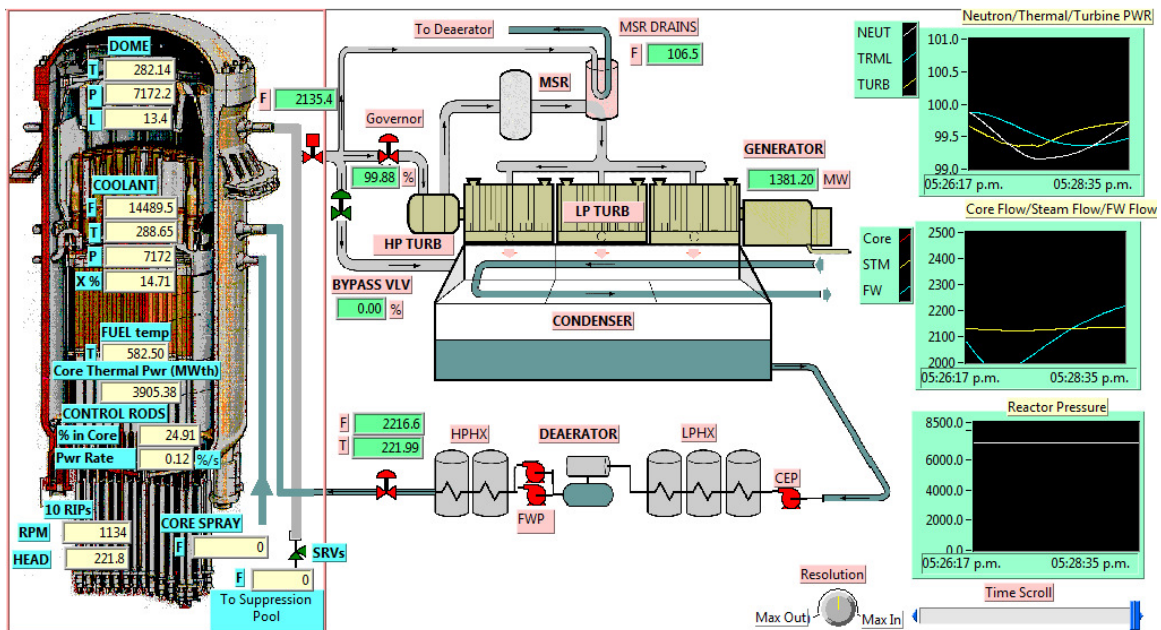


Figura 3-9 Pantalla de observación general del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-9) muestra un diagrama “lineal” de los principales sistemas y parámetros de la planta. Ninguna entrada está asociada a esta pantalla.

Los parámetros mostrados son:

- Sección del domo del reactor
 - Temperatura de vapor del domo [°C]
 - Presión del domo [kPa]
 - Flujo de vapor desde el núcleo [kg/s]
 - Nivel de agua del reactor [m]
- Sección del núcleo del reactor
 - Tasa de potencia neutrónica [%/s]
 - Poder térmico generado en el núcleo [MWth]
 - Temperatura promedio del combustible [°C]
 - Tasa de flujo del refrigerante en el núcleo [kg/s]
 - Presión del refrigerante a la salida del núcleo [kPa]
 - Calidad del refrigerante a la salida del núcleo [X%]
 - Posición de las barras de control en el núcleo (% de la longitud total en el núcleo)
 - 100% dentro del núcleo → -170 [mk]
 - 100% fuera del núcleo → +120 [mk]
- Sección del ánulo del reactor
 - Presión de las RIP's [kPa]
 - Velocidad de las RIP's [RPM]

Fuera de la vasija, pero aún dentro del edificio de contención se muestran:

- Estado de la válvula de aislamiento principal de vapor.
- Conexión de la línea principal de vapor con las SRV's que están conectadas a la alberca de supresión dentro del edificio de contención.
 - Aquí todas las SRV's son mostradas como una sola válvula equivalente. De hecho hay 18 SRV's, de las cuales 8 pertenecen al ADS, con 2 SRV's asociadas a cada línea de vapor principal, de las 4 líneas de vapor principales. Así que el flujo de vapor mostrado es por el flujo de vapor total a través de todos los SRV's.
- La inyección del ECC es mostrado aquí como el flujo de "total ECC core injection" (proveniente de los inundadores de alta (HP) y baja presión (LP)) en caso de un LOCA. En esta pantalla, no se hace ninguna distinción entre el inundador de LP y de HP. Son tratados como una única fuente y va directamente al núcleo.

Fuera del edificio de contención está el balance de sistemas de la planta, que incluye el turbogenerador, el agua de alimentación y la extracción de vapor. Se muestran los siguientes parámetros:

- Estado de válvulas de control:
 - Apertura de la válvula del gobernador de la turbina [%]
 - Apertura de la válvula de desvío de vapor [%]
- Flujo de drenaje del recalentador y el separador de mezcla (MSR) [kg/s]
- La potencia del generador [MW]
- El condensador y la bomba de extracción de condensado (CEP) no están siendo simulados, pero el estado de la bomba es mostrado

La simulación del sistema de agua de alimentación está simplificada, mostrando los siguientes parámetros:

- Flujo total de agua de alimentación a la RPV [kg/s]
- Temperatura promedio del agua de alimentación después de los calentadores de alta presión (HPHX)
- Estado de las bombas de alimentación (FWP)

Tres gráficas muestran los siguientes parámetros:

- Potencia neutrónica, térmica y de turbina del reactor [%]
- Flujo del núcleo, de vapor y de agua de alimentación [kg/s]
- Presión del reactor [kPa]

3.2.2 Pantalla de los Circuitos de Control del BWR

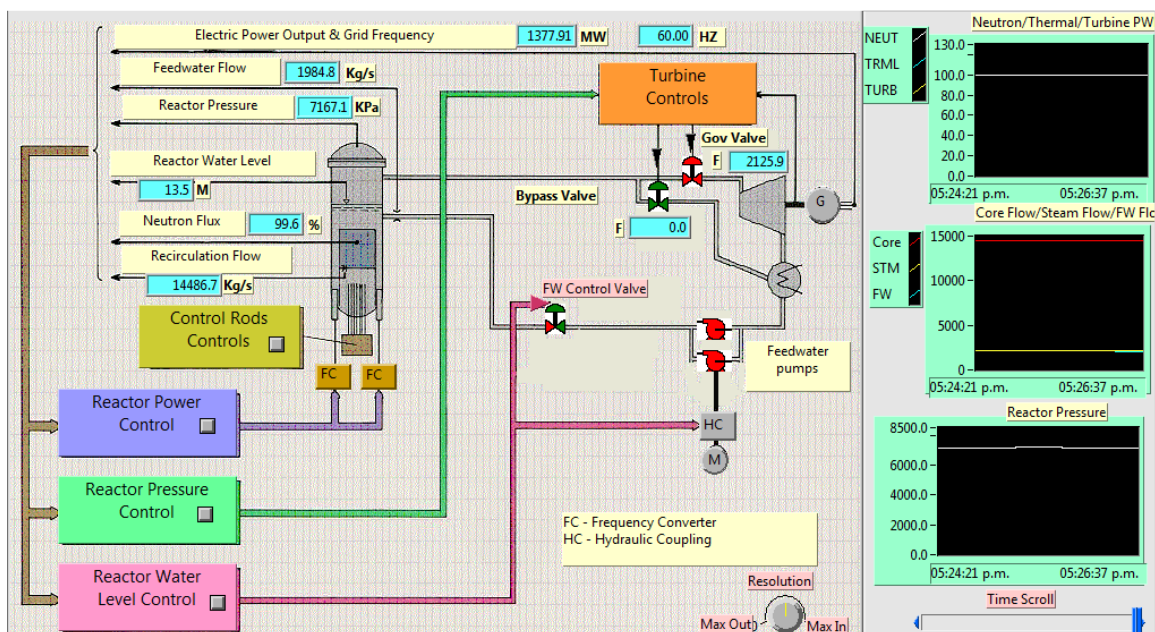


Figura 3-10 Pantalla de los circuitos de control del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-10) muestra todos los circuitos de control esenciales para una planta BWR genérica, y los parámetros de control esenciales para esos circuitos. Los parámetros son:

- Salida del generador y frecuencia
- Flujo de agua de alimentación
- Presión del reactor
- Nivel de agua del reactor
- Flujo neutrónico
- Flujo del núcleo

Los circuitos de control esenciales son:

3.2.2.1 Control de Barras de Control

Al presionar el botón se despliega un cuadro de diálogo que describe las funciones del sistema de control, mostrado en la Figura 3-11.

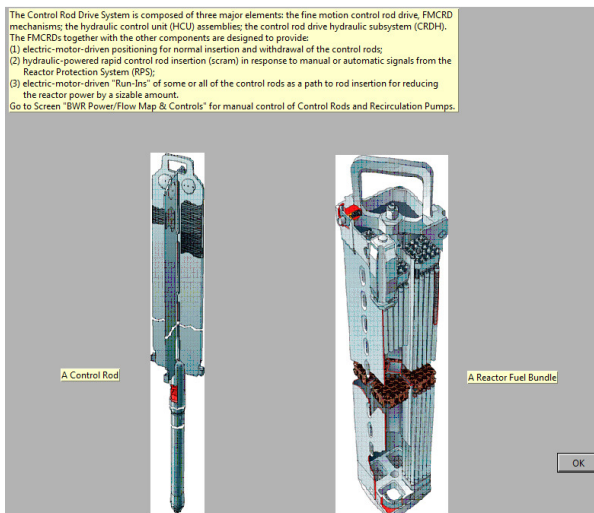


Figura 3-11 Control de barras de control [14]

El sistema de las barras de control se compone de tres elementos principales:

- Los mecanismos de movimiento fino de las barras de control (FMCRD)
- Los ensambles de la unidad de control hidráulica (HCU)
- El subsistema hidráulico de las barras de control (CRDH)

Estos componentes están diseñados para proveer:

- Posicionamiento por motor eléctrico para extracción e inserción normal de las barras de control.

- Inserción veloz de las barras de control hidráulicamente impulsada (scram) en respuesta a señales manuales o automáticas del sistema de protección del reactor (RPS).
- Inserciones controladas por motor eléctrico para algunas o todas las barras de control como una manera de reducir de manera significativa la potencia del reactor.

3.2.2.2 Control de Potencia del Reactor

Al presionar el botón se despliega un cuadro de diálogo que describe las funciones del sistema de control, mostrado en la Figura 3-12.

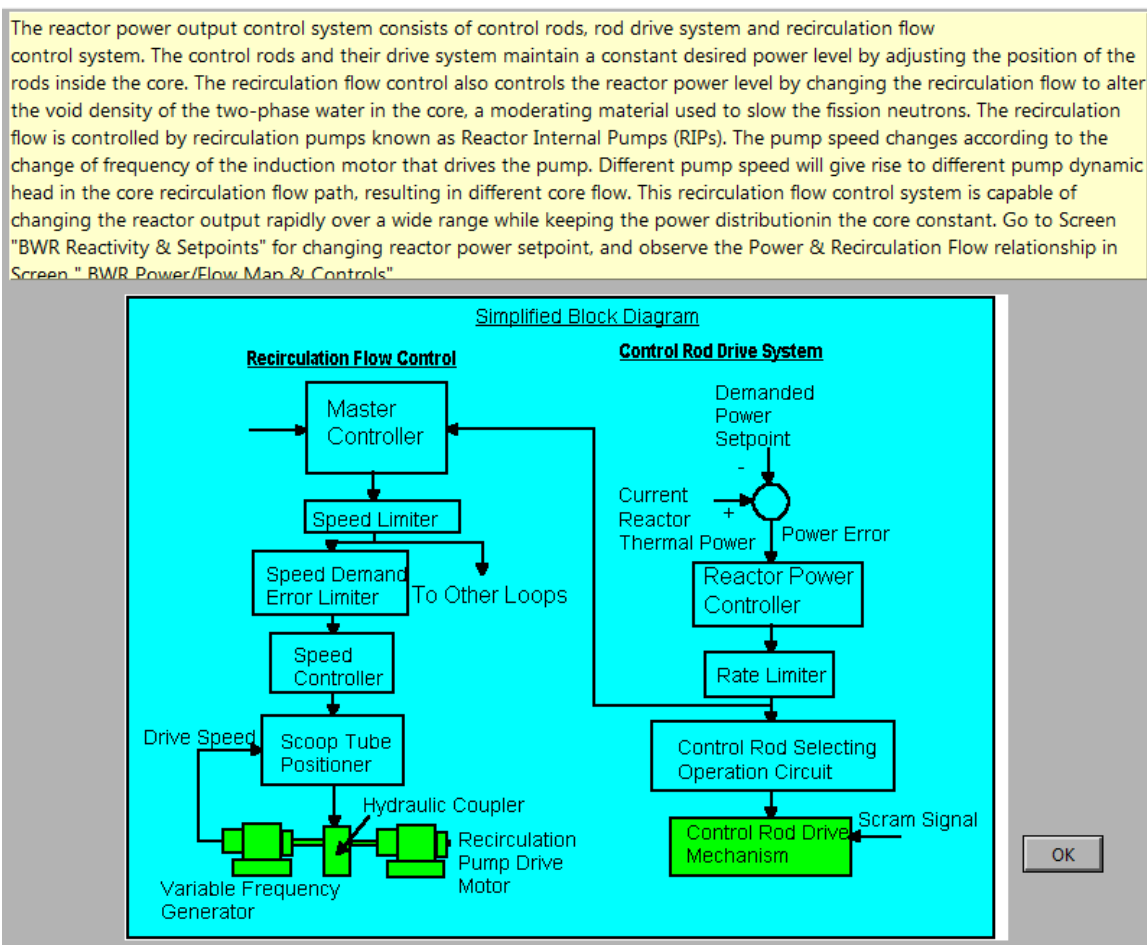


Figura 3-12 Control de potencia del reactor [14]

El sistema de control de potencia del reactor consiste en barras de control, sistema de control de barras y sistema de control de flujo de recirculación.

Las barras de control y su sistema controlador mantienen un nivel constante de potencia deseada ajustando la posición de las barras dentro del núcleo. El

control de flujo de recirculación también controla el nivel de potencia del reactor cambiando el flujo de recirculación para alterar la densidad de vacío del agua en dos fases dentro del núcleo, lo que lleva a un cambio en la reactividad dentro del núcleo debido a una alteración en la eficiencia de moderación de neutrones del refrigerante.

El flujo de recirculación es controlado por las RIP's. La velocidad de las RIP's cambia de acuerdo a la frecuencia del motor de inducción que controla la bomba. Una velocidad diferente en la bomba llevará a una trayectoria diferente del flujo de recirculación en el núcleo, resultando en un flujo distinto en el núcleo. El sistema de control de flujo de recirculación es capaz de cambiar rápidamente la potencia del reactor en un rango amplio.

3.2.2.3 Control de Presión del Reactor

Al presionar el botón se despliega un cuadro de diálogo que describe las funciones del sistema de control, mostrado en la Figura 3-13.

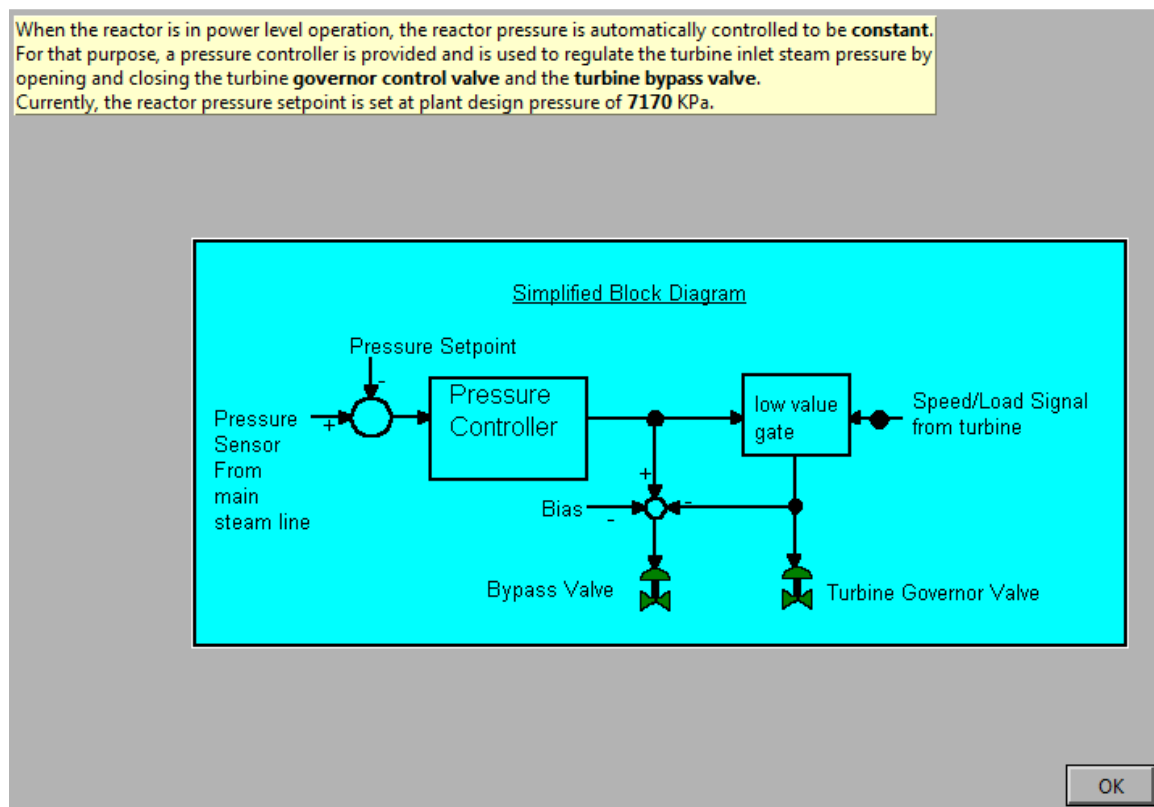


Figura 3-13 Control de presión del reactor [14]

Cuando el reactor está en el nivel de potencia operacional, la presión del reactor es controlada automáticamente para ser constante. Para tal propósito, se

proporciona un controlador de presión y se usa para regular la presión del vapor de entrada abriendo y cerrando la válvula de control del gobernador de la turbina y la válvula de desvío de la turbina. Actualmente, la presión deseada del reactor es puesta como la presión de diseño de la planta de 7170 [kPa].

3.2.2.4 Control del Nivel de Agua del Reactor

Al presionar el botón se despliega un cuadro de diálogo que describe las funciones del sistema de control, mostrado en la Figura 3-14.

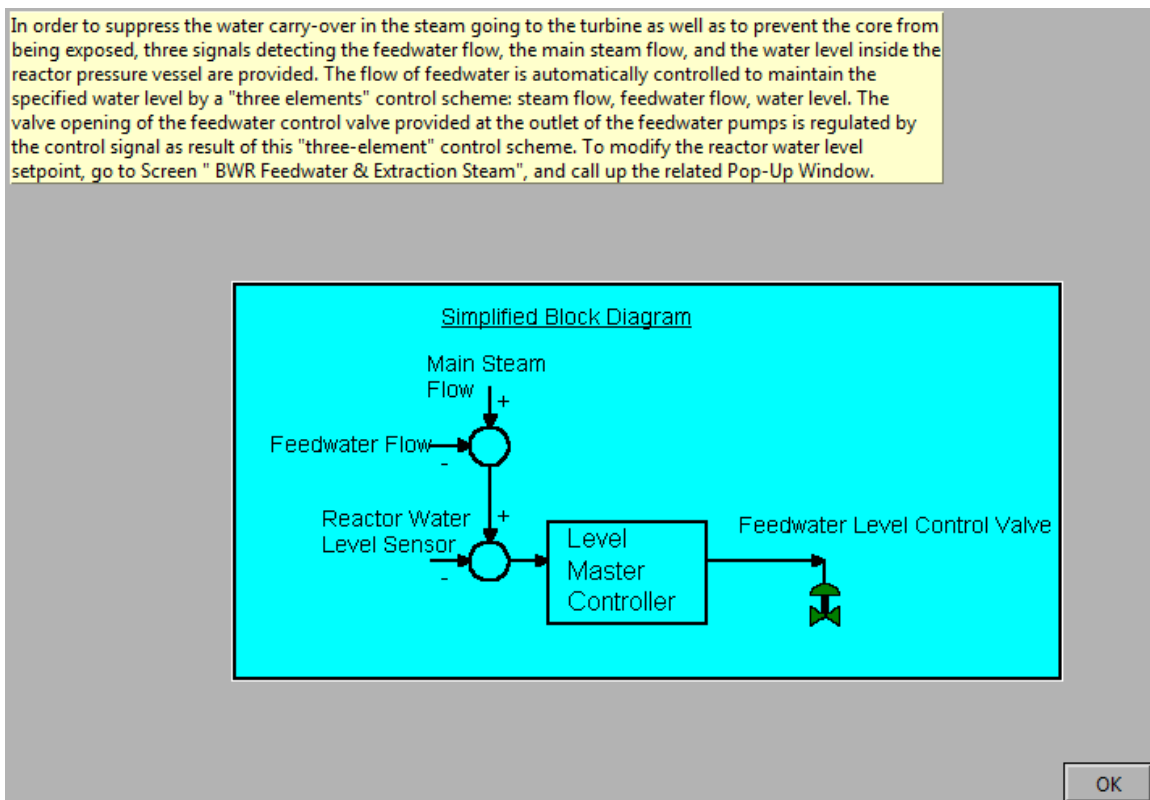


Figura 3-14 Control del nivel de agua del reactor [14]

Para suprimir la sobrecarga de agua en el vapor que se dirige a la turbina, así como para prevenir que el núcleo sea expuesto, se proveen tres señales detectando el flujo de agua de alimentación, el flujo de vapor principal y el nivel de agua dentro de la vasija del reactor.

El flujo de agua de alimentación es controlado automáticamente para mantener el agua a un nivel específico por un esquema de control de "tres elementos": flujo de vapor, flujo de agua de alimentación y nivel de agua.

La apertura provista por la válvula de control a la salida de las bombas de agua de alimentación es regulada por las señales de control como resultado de este esquema de control “tres elementos”.

3.2.2.5 Control de Turbina

El control de la turbina emplea un sistema de control electro-hidráulico (EHC) para controlar las válvulas de la turbina. Bajo operación normal la unidad de control de presión del reactor (RPC) mantiene la presión de entrada de la turbina constante, ajustando la apertura del “gobernador” de la turbina, que ajusta la apertura de la válvula del gobernador de la turbina.

Si la velocidad del generador incrementa debido a rechazo de carga repentina del generador, la unidad de control de velocidad del EHC tiene prioridad para cerrar la válvula del gobernador por encima de la unidad de RPC.

3.2.2.6 Sistema de Desvío de Vapor de la Turbina

La planta de BWR simulada está diseñada con una capacidad de desvío de vapor de la turbina de más del 75% del flujo normal de vapor. Por lo tanto, en el caso de fluctuaciones de presión en el reactor, ya sea causada por incremento repentino de la potencia del reactor, o debido a rechazo de carga de la turbina, o por cambios de frecuencia, cuando la unidad de control de presión del reactor no puede lidiar con estos incrementos de presión suficientemente rápido, la válvula de desvío de la turbina se abrirá para pasar vapor al condensador para reducir incrementos repentinos de presión en el reactor.

La presión a la cual la válvula de desvío se abre, cuando la turbina no está “disparada”, es de 130 [kPa] (llamada bias) por encima de la presión normal del reactor de 7170 [kPa]. Esto significa que la válvula de desvío no se abrirá hasta que la presión del reactor sobrepase los 7300 [kPa]; esto da tiempo a la válvula de control de la turbina para actuar en un intento de controlar la presión de vuelta a los 7170 [kPa]. Sin embargo, si la turbina se dispara, el bias será removido y la válvula de desvío se abrirá desde una presión de 7170 [kPa]

3.2.3 Pantalla de Controles y Mapa potencia/flujo del BWR

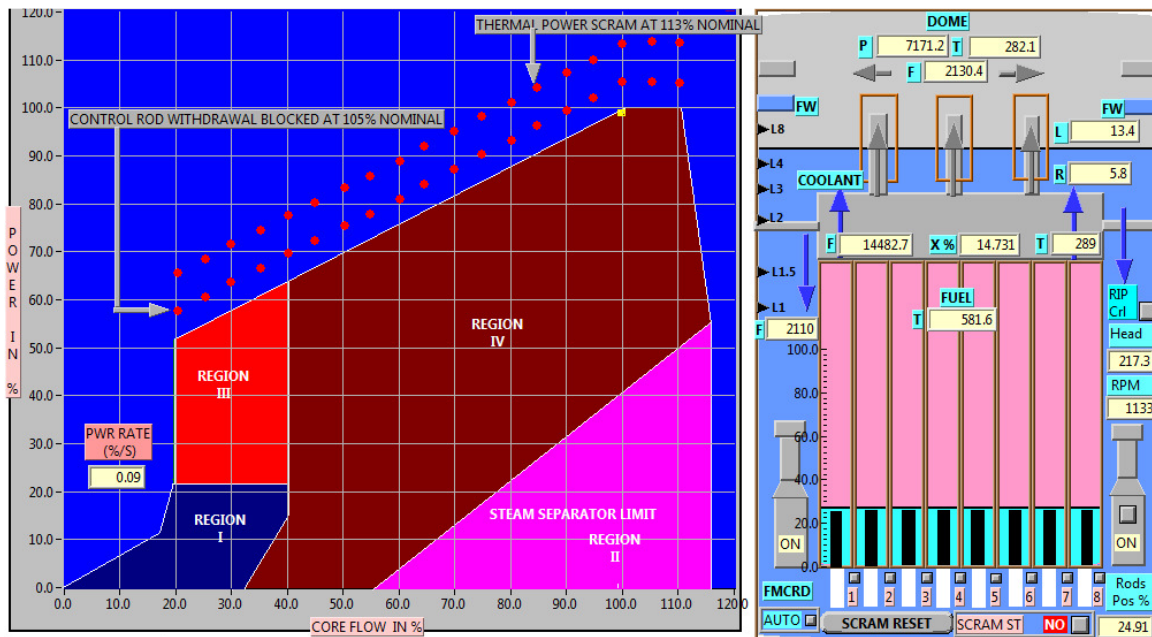


Figura 3-15 Pantalla de controles y mapa potencia/flujo del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-15) muestra:

- La relación entre la potencia neutrónica contra el flujo del núcleo.
- Las condiciones del núcleo del reactor respecto a la altura de ebullición; nivel de agua; temperatura del combustible; temperatura, presión y flujo del refrigerante; temperatura, presión y flujo de vapor.
- Controles para scram del reactor, así como para reestablecer el scram; controles AUTO/MANUAL para las barras de control (FMCARD) y para la unidad de control de las RIP's.

3.2.3.1 Mapa de potencia/flujo

El mapa de potencia/flujo es una representación de la potencia del reactor contra el flujo de recirculación. El eje horizontal es el flujo del núcleo en [%] del flujo a FP (máxima potencia). El eje vertical es la potencia neutrónica del reactor en [%] a FP.

Cualquier trayectoria de operación que cambie la potencia y/o el flujo de una condición a otra a través de la maniobra de las barras de control y/o cambiando el flujo de recirculación puede ser trazada en este mapa.

Bajo activación, desactivación y maniobra de carga normal, se recomienda operar sobre la REGION IV. De hecho, la línea que divide REGION I & REGION IV,

REGION III & REGION IV, la región azul y REGION IV es la trayectoria de “máxima potencia/flujo” para ser seguida en incrementos y decrementos de potencia, y usualmente la operación de la planta se hace por “debajo” de esta línea de “máxima” potencia/flujo.

Se imponen límites para prevenir la operación en ciertas áreas del mapa de potencia/flujo:

- Para mantener los límites térmicos del núcleo y para evitar la operación por arriba del nivel de potencia permitido se tienen tres medidas:
1. **Extracción de barras de control bloqueada (Línea punteada roja)** → Si en algún momento la potencia actual excede el 105% de la potencia diseñada para la tasa de flujo actual (de acuerdo a la línea de máxima potencia/flujo descrita arriba) la extracción de las barras de control será bloqueado hasta que la potencia caiga a 5% menos del valor actual. Si esto ocurre, la alarma “Hi Neut Pwr vs Flow” se pondrá de color amarillo, y en la pantalla de Reactividad y Punto de Ajuste del BWR aparecerá un mensaje de color amarillo que dirá “Control Rods Out Blocked”.
 2. **Inserción de las barras de control** → Si en algún momento la potencia actual excede el 110% de la potencia diseñada para la tasa de flujo actual (de acuerdo a la línea de máxima potencia/flujo descrita arriba) las barras de control serán introducidas en el núcleo para reducir rápidamente la potencia, y la inserción de las barras de control no se detendrá hasta que la potencia haya caído hasta un 10% menos de la potencia actual. Si esto ocurre, se pondrán de color amarillo las alarmas “Hi Neut Pwr vs Flow” y “Rods Run-in Req’d”.
 3. **Scram (Línea punteada roja)** → Si en algún momento la potencia actual excede el 113% de la potencia diseñada para la tasa de flujo actual (de acuerdo a la línea de máxima potencia/flujo descrita arriba) habrá scram en el reactor.

- Para evitar operación en REGION III, donde podría ocurrir inestabilidad en el núcleo:

En el BWR es un fenómeno bien conocido y documentado que ocurren oscilaciones en los parámetros neutrónicos y termo-hidráulicos durante la operación en la región de “bajo flujo/alta potencia”, identificable en el mapa de potencia/Flujo como REGION III.

Investigaciones han mostrado que esas oscilaciones son caracterizadas como oscilaciones de “ola de densidad”. Desde un punto de vista físico, la extracción de potencia térmica hirviendo agua en un canal vertical, en una

configuración de ciclo abierto o cerrado, puede causar inestabilidad en la operación debido a cambios de densidad y varios mecanismos termo-hidráulicos de retroalimentación.

Como el refrigerante también es el moderador de neutrones, una oscilación en la densidad del refrigerante (contenido de vacío) se refleja como una variación del flujo de neutrones térmicos, que en cambio, por medio del flujo de calor, afecta el vacío. Esto puede causar oscilaciones neutrónicas-termo-hidráulicas acopladas bajo ciertas condiciones de potencia y flujo. Los detalles sobre la inestabilidad del núcleo en REGION III pertenecen a un tema avanzado y están más allá del enfoque de este documento.

- Para evitar operación donde exceso de mezcla en el vapor pueda ser llevado a la turbina principal – REGION II

3.2.3.2 Gráficas del Núcleo del Reactor

El lado derecho de la pantalla describe las condiciones del núcleo del reactor en todas las operaciones. También se proveen los dispositivos de control para las barras de control y las RIP's.

3.2.3.2.1 Botón Auto/Manual del FMCRD

Cuando este botón es presionado permite al usuario poner las barras de control bajo el esquema de control “automático” o “manual”. Si están en el modo “manual”, el estado del interruptor estará indicado como “MAN”, y el usuario podrá controlar las barras presionando el botón superior al número de banco de barras de control designado del #1 al #8 respectivamente.

Un cuadro de diálogo de control aparecerá cuando el botón de cada banco de barras sea presionado, permitiendo al usuario “insertar” o “retirar” cada “banco” de forma separada, usando el botón de “in” o de “out” respectivamente en el cuadro de diálogo. Para detener el movimiento de las barras, use el botón de “stop” en el cuadro de diálogo.

Cuando el FMCRD está en “AUTO”, el esquema de control automático está activo, y todas las barras de control se mueven al mismo tiempo como siendo controladas por el sistema de regulación de potencia del reactor.

Nota:

- Hay aproximadamente 208 FMCRDs en total, y están posicionados y calibrados con una reactividad de -170 [mk] cuando todos están 100%

dentro del núcleo, y de +120 [mk] cuando todos están 100% fuera del núcleo. Cuando están en la línea de reestablecimiento la reactividad es de 0 [mk].

- Tomando este simulador genérico como propósito, las barras están agrupadas en 8 bancos, así que cda banco de barras tiene una reactividad de +15 [mk] cuando están 100% fuera del núcleo, y de -21.25 [mk] cuando están 100% dentro del núcleo. El tiempo de carrera completa para el movimiento de la barra durante maniobra de potencia es típicamente de 60 [s].
- Los FMCRDs serán insertados completamente dentro del núcleo en el evento de un scram. En tal caso, el tiempo de inserción rápida para el 100% es típicamente de 3 [s].

3.2.3.2.2 Indicación de Estado de Scram, Botón de scram/reset Manual, Botón de Restablecimiento de Scram

Cuando el reactor sufre scram, y si las condiciones de scram todavía existen, habrá una señal de “YES” junto al indicador “SCRAM ST”, y la alarma “Reactor Scram” se pondrá de color rojo. Asumiendo que las condiciones de scram ya hayan desaparecido, y el usuario desee reestablecer el scram, el botón al lado del indicador de “YES” es presionado, lo que abrirá un cuadro de diálogo de control. El usuario entonces puede apretar el botón de “Reset”. Si las condiciones de scram ya no existen en ese momento, entonces la señal de “YES” cambiará a “NO”, lo que significa que el estado de scram indica que “NO” hay condiciones de scram.

En este punto, el usuario puede proceder a presionar el botón de “SCRAM RESET” del lado izquierdo del indicador de “SCRAM ST”. Cuando este botón es presionado la alarma de “Reactor scram” desaparecerá, y comenzará la extracción de las barras de control, como podrá ser visto debido a las flechas que apuntan hacia abajo mostrados en los bancos de barras. La extracción de las barras se detendrá en la línea de reestablecimiento, dependiendo de las acciones de control tomadas por el sistema de regulación del reactor.

3.2.3.2.3 Control de ON/OFF del Motor de las RIP's

Hay 10 RIP's, pero son modeladas como una sola bomba conjunta, así que el botón de ON/OFF es usado para encender o apagar todos los motores de las bombas. Cuando el motor no tiene potencia (OFF), el controlador de velocidad irá al valor mínimo, dando una presión en la bomba de “cero”. Cuando sí tiene potencia (ON), la señal del controlador de velocidad será objeto de la señal del controlador de flujo descrito más adelante.

La velocidad de las RIP's cambia de acuerdo al cambio de frecuencia en el motor de inducción que controla las bombas. Una velocidad diferente en la bomba llevará a una trayectoria diferente del flujo de recirculación en el núcleo, resultando en un flujo distinto en el núcleo. El esquema de control automático de flujo es manejado por un controlador de flujo.

Primero, basándose en la potencia deseada del reactor, hay un esquema de tasa de flujo pre-programado de acuerdo a la potencia deseada. El esquema pre-programado típicamente está para seguir la trayectoria de "máxima potencia/flujo" descrita en la sección del mapa de potencia/flujo. Dado el flujo deseado, el controlador de flujo hará que el control de velocidad provea suficiente presión en la bomba hasta que la tasa de flujo deseado sea alcanzada.

Disparo y reducción de las RIP's:

- Disparo de 4 RIP's en:
 - L3
 - Alta presión → 7.76 [MPaG]
 - Cierre de la válvula de paro de la turbina, o cierre veloz de la TCV (Válvula de control de la turbina), pero siempre y cuando la válvula de desvío esté cerrada
- Disparo de 6 RIP's en L2
- Reducción de las RIP's en scram (1% por segundo)

Como se anotó arriba, las 10 RIP's se modelan como si fueran una sola bomba, sea que, en el evento de disparo de RIP's y de reducción, uno observará la presión de bomba correspondiente y disminución de la velocidad para igualar el escenario respectivo de RIP's disparadas y reducción.

3.2.3.2.4 Botón de Control de Indicador de la Presión Promedio de la Bomba, Indicador de la Velocidad Promedio de la Bomba, y Controlador de Flujo

La presión promedio de la bomba está indicada en [kPa], y la velocidad promedio de la bomba está indicada en [RPM], el botón del controlador de flujo está indicado como "RIPCr!". Cuando este botón es presionado, este mostrará un modelo de controlador típico. El punto de ajuste está configurado en punto de ajuste remoto (RSP), lo que significa que recibe el flujo deseado del núcleo del reactor [kg/s] del programa de control computarizado esquematizador de tasa de flujo pre-programado.

La barra horizontal "azul" es para indicar la tasa de flujo actual en el núcleo; el apuntador "verde" es el indicador de flujo deseado en el núcleo. Cuando la tasa

de flujo en el núcleo está en el punto de ajuste, el indicador “verde” puede ser observado justo en el borde de la barra “azul”.

Cuando el botón de “auto” es presionado, el controlador ya no está sujeto al RSP, sino que será sujeto de un punto de ajuste “local”, y el usuario podrá ingresar un “nuevo” flujo deseado en el núcleo [kg/s] en la caja bajo “SP”. Alternamente, el usuario podrá cambiar el control a modo manual. En ese caso, la caja de salida (%) mostrará una flecha de “up/down” (incremento/decremento).

Uno puede presionar la flecha de “up/down” para cambiar el valor de salida (%) incrementalmente, o un valor (%) puede ser ingresado en la caja de salida (%) para cambiar la salida del controlador directamente. El nuevo valor de salida (%) cambiará la velocidad del controlador de las bombas, cambiando así la presión de las bombas y en consecuencia el flujo del núcleo (kg/s).

3.2.3.2.5 Despliegue de las Condiciones del Núcleo

Los siguientes parámetros son mostrados para las condiciones del núcleo:

- Temperatura promedio del combustible
- Tasa de flujo del refrigerante
- Temperatura a la salida del núcleo
- Calidad a la salida del núcleo [%]
- Tasa de flujo del agua de alimentación
- Tasa de recirculación “R” del refrigerante
- Flujo del vapor saturado
- Temperatura del vapor saturado
- Presión del vapor saturado

Las flechas “azules” muestran la trayectoria fuera de los canales del núcleo, mientras esta se dirige al pleno superior, entra al espacio del domo, se mezcla con el agua de alimentación entrante, y baja hacia el ánulo, para entrar a la trayectoria de succión de las RIP’s. Entonces, desde la descarga de las RIP’s, el refrigerante entra al pleno inferior generalmente subenfriado. Mientras el refrigerante subenfriado entra a los canales del núcleo de nuevo, este recibe calor de las vainas de combustible, se satura y se convierte en una mezcla de dos fases que existe en el núcleo con cierta calidad. El vapor saturado escapa de la mezcla, mientras que el líquido saturado restante se recircula de vuelta al ánulo y se mezcla con el agua de refrigeración.

La región de dos fases hirviendo en el núcleo es mostrada de color “rosa”. Está animada, así que mientras la altura de ebullición cambia de acuerdo a las condiciones del núcleo, la frontera de la sección “rosa” también cambia. Lo mismo

aplica para la sección subenfriada de color “azul claro”, o sección no hirviente en el núcleo.

El nivel de agua del núcleo está indicado de color “azul”, y está animado. Mientras el nivel cambia, la frontera de sección “azul” cambia. Para el espacio del domo, las flechas grises muestran la trayectoria de flujo del vapor saturado.

3.2.4 Pantalla de Reactividad y Punto de Ajuste del BWR

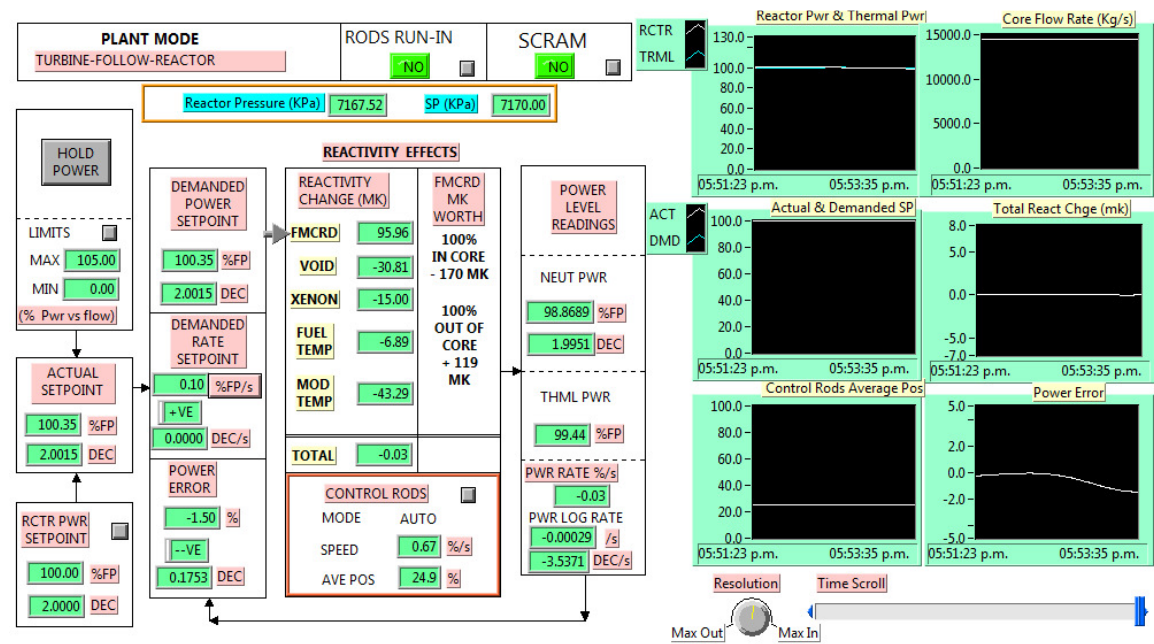


Figura 3-16 Pantalla de reactividad y punto de ajuste del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-16) muestra controles que facilitan el ingreso de la potencia de reactor deseada, así como facilitar “scram manual” del reactor o “Run-in manual de las barras”. Estas entradas interactúan con un sistema fundamental regulador del reactor.

El usuario puede ingresar un nuevo objetivo de potencia del reactor, y tasa de cambio de potencia presionando el botón colocado cerca de la parte inferior izquierda de la pantalla junto a “RCTR PWR SETPOINT”. Cuando este botón es presionado aparece un cuadro de diálogo que permite al usuario ingresar el objetivo de potencia del reactor en [%], y la tasa en [%] de FP por segundo (si la potencia actual es >20% de FP), o en [%] de la potencia actual por segundo (si la potencia actual es <20% de FP). El propósito es permitir una mayor tasa de cambio de potencia sólo a alta potencia.

Acerca de la tasa de cambio de potencia, de acuerdo a la información genérica obtenida del vendedor del ABWR, se usan barras de control para

alcanzar el nivel de potencia deseado, de desde 0% de FP, hasta 65% de FP, ajustando sus posiciones en el núcleo en una tasa equivalente a una tasa de cambio de potencia **máximo** de 1% de FP por segundo. La tasa nominal sugerida es de 0.5% por segundo o menor, particularmente si se observan fluctuaciones en el nivel y en la potencia durante cambio de carga.

El control de flujo de recirculación también controla la potencia del reactor desde 65% de FP hasta 100% de FP haciendo que la densidad de la mezcla vapor /agua usada como moderador cambie. La tasa de flujo es ajustada por una bomba de velocidad variable (así como por las RIP's del ABWR) a una tasa equivalente a una tasa de cambio de potencia de un máximo de 30% de FP por segundo (0.5% de FP por segundo).

Estas tasas máximas podrían ser más altas que en un reactor convencional BWR, de típicamente 2.5% de FP por minuto, debajo del 65% de FP, de acuerdo a la retroalimentación de personal de BWR experimentado. Esto podría ser debido al avance tecnológico hecho en el ABWR gracias a los FMCRD, etc.

Después de que la tasa y el punto de ajuste son ingresados, la sección de "ACTUAL SETPOINT" refleja el punto de ajuste actualmente aceptado por el sistema regulador. Entonces, el punto de ajuste demandado incremental es procesado en la sección "DEMANDED SETPOINT"; así como la tasa es mostrada en la sección de "DEMANDED RATE SETPOINT". El error de potencia ("POWER ERROR") es calculado como:

$$\text{POWER ERROR} = \text{ACTUAL POWER} - \text{DEMANDED POWER}$$

(Error de potencia = Potencia Actual – Potencia Demandada)

El sistema de regulación del reactor revisará si la potencia actual es <65%. Si es así, entonces es necesario el movimiento de las barras de control. Basándose en el error de potencia, ya sea positivo o negativo, las barras serán insertadas o extraídas respectivamente, para que el error se vuelva de cero.

Si la potencia actual es >65%, entonces usualmente el movimiento de barras no es requerido; la nueva señal de potencia incremental deseada es enviada al esquematizador de tasa de flujo (como fue descrito en la sección anterior), el cual proveerá una tasa de flujo deseada al controlador de flujo.

Si el incremento/decremento de la tasa de flujo no es capaz de proveer un cambio de reactividad suficiente para causar un incremento/decremento suficiente de potencia en el reactor para que el error de potencia se menor a una banda predeterminada, el movimiento de las barras se volverá necesario en ese momento para que así el error de potencia quede dentro de los límites.

Esta pantalla provee información importante acerca de cambios en la reactividad mostrados como varios efectos de retroalimentación de reactividad, así como cambios en la reactividad de las barras de control como resultado de su movimiento en el núcleo:

- Densidad de vacío
- Xenon
- Temperatura del combustible
- Temperatura del refrigerante

Hay que notar que la reactividad es un parámetro computado, no un parámetro medido. Puede ser mostrado en el simulador, pero no está disponible directamente en una planta real. También note que cuando el reactor ha alcanzado criticidad la reactividad total debe ser de cero.

Note que la planta BWR siempre está operando con la turbina siguiendo al reactor, ya que es el modo más seguro de operación.

Los botones en la parte superior de la pantalla permiten al usuario ejecutar inserción manual de las barras, así como scram manual.

El botón de “HOLD POWER” cerca de la esquina superior izquierda permite al usuario “suspender” cambios en la potencia del reactor en cualquier momento. Con sólo presionar el botón una vez hará que la potencia deseada demandada sea “congelada”, si es que antes estaba incrementando o disminuyendo.

Cerca de la parte inferior de la sección media está un botón que puede cambiar las barras de control a automático o manual.

3.2.5 Pantalla de Parámetros de Scram del BWR

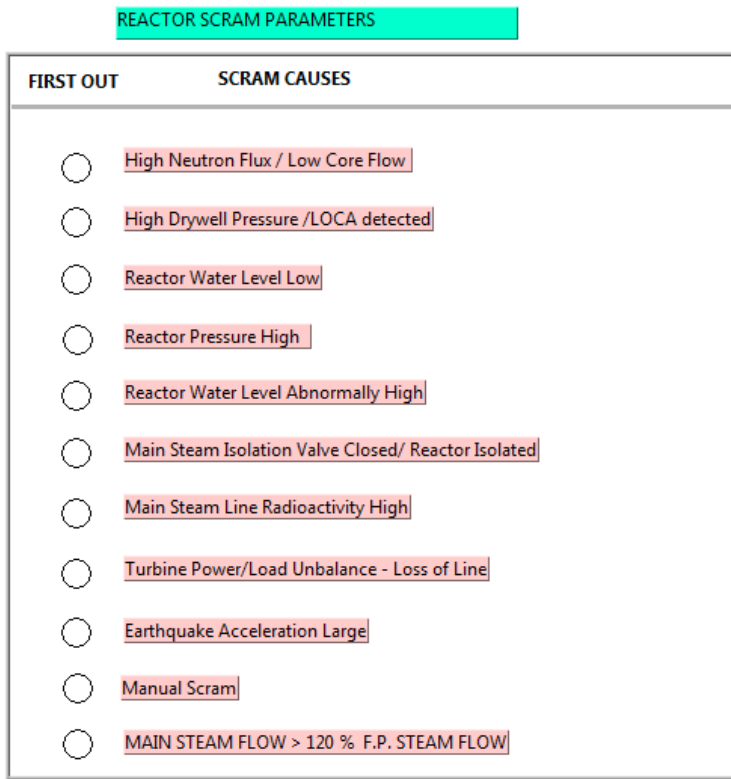


Figura 3-17 Pantalla de parámetros de scram del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-17) muestra todos los parámetros que pueden causar un scram en el reactor:

- **Alto flujo neutrónico / Bajo flujo en el núcleo** → Como fue descrito anteriormente, en el caso en que en cualquier momento la potencia exceda 113% de la potencia designada para la tasa de flujo actual (de acuerdo a la línea de máxima potencia/flujo descrita arriba).
- **Alta presión en el pozo seco / LOCA detectada** → Si la presión del pozo seco excede los 114.6 [kPa], entonces la lógica de LOCA detecta que una condición de LOCA ha ocurrido.
- **Bajo nivel de agua en el reactor** → El nivel establecido para scram es de 12.3 [m] por encima de la base del reactor; L3 = 3.3 TAF. El nivel normal es de 13,5 [m] por encima de la base de reactor.
- **Alta presión en el reactor** → La presión establecida para scram es de 7870 [kPa]. La presión normal del reactor es de 7170 [kPa].
- **Muy alto nivel de agua en el reactor** → El nivel establecido para scram es de 14 [m] por encima de la base del reactor. L8 = 5 TAF.
- Válvula principal de aislamiento de vapor cerrada / Reactor aislado.

- Alta radiactividad en la línea principal de vapor.
- Falta de balance potencia de turbina / carga, o pérdida de línea (rechazo de carga).
- Gran aceleración de terremoto.
- Scram manual.
- Flujo de vapor principal >120% del flujo de vapor a FP. Cuando el flujo de vapor principal exceda 2613 [kg/s] (<120% del flujo de vapor nominal a FP).

3.2.6 Pantalla del Turbogenerador del BWR

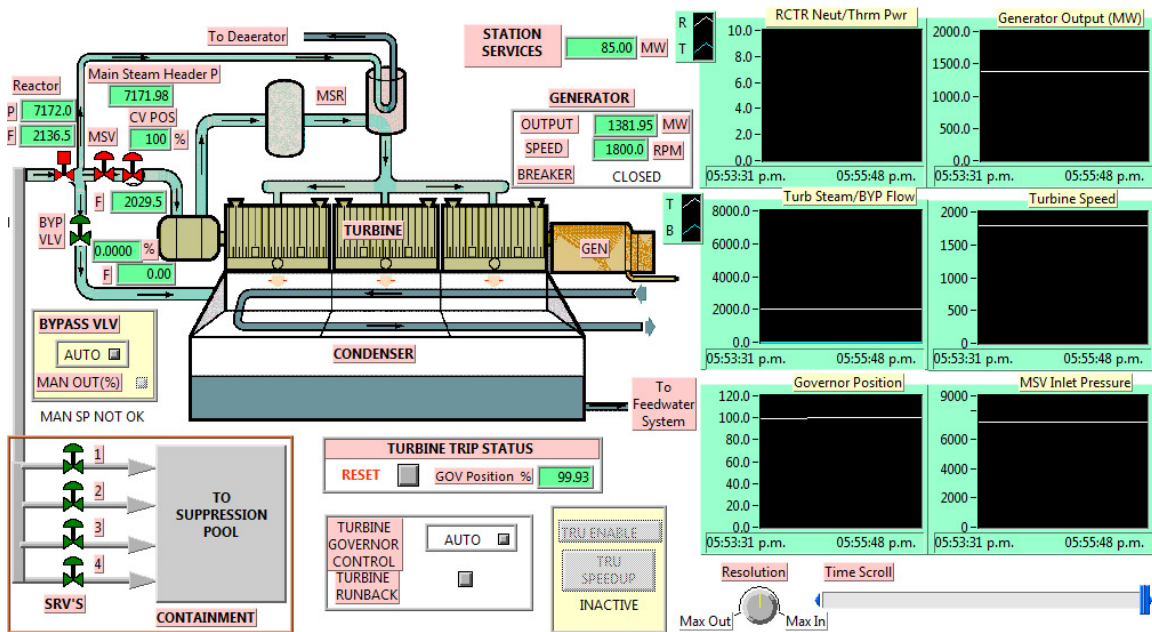


Figura 3-18 Pantalla del Turbogenerador del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-18) muestra los parámetros principales y controles asociados con la turbina y el generador. Los parámetros mostrados son:

- Presión del vapor principal del lado del reactor, y flujo principal de vapor (antes de la válvula de aislamiento).
- Estado de la válvula de aislamiento del vapor principal.
- Presión del vapor principal después de pasar la válvula de aislamiento de vapor principal.
- Estado de las SRVs principales.
- Estado, apertura y flujo a través de las válvulas de desvío de vapor.
- Flujo de vapor hacia la turbina [kg/s].
- Posición de la válvula de control del gobernador [%].
- Salida del generador [MW].
- Velocidad de rotación del turbogenerador [RPM].

- Estado de disparo del acople del generador.
- Estado de disparo de la turbina.
- Estado de control de la turbina.
- Todas las gráficas de actividad mostradas han sido explicadas anteriormente, o se explican por sí solas.

Se muestran los siguientes menús emergentes:

- TURBINE RUNBACK → Establece objetivo [%] y tasa [%] de reducción cuando se selecciona "Accept".
- TURBINE TRIP STATUS → Estado de disparo de la turbina. Disparar o reestablecer.
- BYPASS VLV → Control "AUTO/MANUAL" de la válvula de desvío de vapor. Al presionar AUTO permite cambiar a manual, permitiendo establecer la posición a la que debería estar la válvula.
- TURBINE GOVERNOR CONTROL → El control computarizado del gobernador de la turbina puede estar en modo automático o manual. El modo normal es "AUTO". Cuando el gobernador está en modo "MANUAL", use los controles emergentes "INCREASE/DECREASE/STOP" para cambiar la posición (%) de la válvula manualmente.
 - Primero presionar el botón "STOP" para cualquier movimiento de la válvula del gobernador en ese momento, entonces presionar "INCREASE" o "DECREASE" para incrementar o disminuir la apertura de la válvula. El gobernador se seguirá moviendo según el comando hasta que "STOP" sea presionado de nuevo.
- Controles de runup/speedup de la turbina.

3.2.7 Pantalla de Agua de Alimentación y Extracción de Gas del BWR

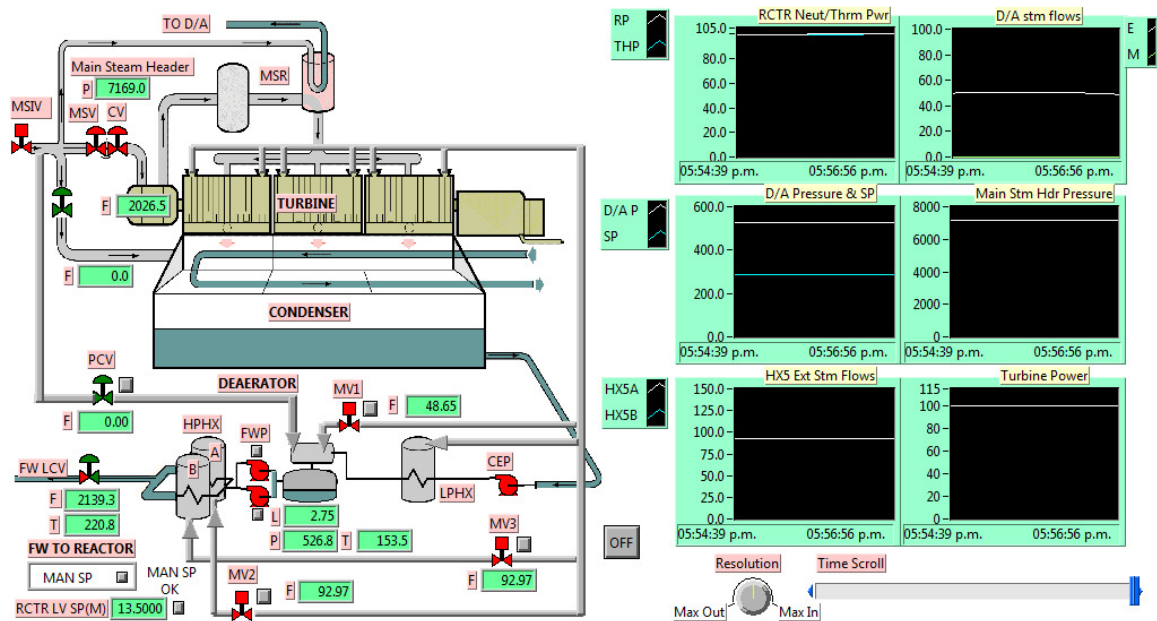


Figura 3-19 Pantalla de agua de alimentación y extracción de gas del BWR [14]

Esta pantalla (Figura 3-19) muestra la parte del sistema de agua de alimentación que incluye el deaerador, las bombas de alimentación del evaporador, los calentadores de alta presión y sus válvulas asociadas, con las válvulas de control de la salida de los calentadores de HP hacia el nivel de agua del reactor. Se muestran los siguientes parámetros:

- Presión del vapor principal después de la válvula de aislamiento de vapor principal, flujo de vapor a través de la válvula del gobernador de la turbina y de la válvula de desvío.
- Presión [kPa] y nivel [m] del deaerador.
- Estado y controles de la válvula motorizada de extracción de vapor de la turbina.
- Control de presión para extracción del vapor de la línea principal hacia el deaerador.
- Flujo de extracción de vapor de la turbina y de extracción de vapor de la línea principal.
- Estado de la bomba de agua de alimentación principal y de la bomba auxiliar, así como su menú emergente “ON/OFF” asociado.
- Válvulas motorizadas del calentador de HP MV2 y MV3, así como menús emergentes para control de apertura y cierre para controlar el flujo de extracción de vapor hacia los calentadores de HP.
- Tasa de flujo a la salida de la válvula de control de nivel del reactor.

- Nivel de tanque del CST (Tanque de almacén de condensado), y flujo desde el CST
 - El cambio desde el CST al pozo húmedo en nivel bajo del CST también es modelado

La actividad mostrada es:

- Potencia del reactor, potencia térmica → Superior izquierda.
- Presión del pozo seco y del pozo húmedo → Superior derecha.
- Presión del domo del reactor → Mitad izquierda.
- Nivel del reactor, del pozo seco y del pozo húmedo → Mitad derecha.
- Flujo de alivio de vapor del ADS, de rotura de LOCA, de rotura de la línea de vapor (al pozo seco), de rotura de la línea de agua de alimentación (al pozo seco) → Inferior izquierda.
- Flujos de ECC a la vasija del reactor desde RCIC, HPCF y RHR → Inferior derecha.

3.3 Análisis de Transitorios del ABWR

Se pueden analizar una gran variedad de transitorios en este simulador, pero seleccionaremos sólo los tres siguientes debido a su relación con el tipo de accidente que hubo en la planta nucleoelectrónica de Fukushima Daiichi:

- Scram del reactor
- Aislamiento del reactor
- Disparo de las bombas de agua de alimentación
- Disparo de las RIP's

Estos cuatro transitorios se ejecutarán y serán descritos a continuación

3.3.1 Scram del Reactor

Primero se inicializa el simulador a un 100% de la potencia total. Una vez que las condiciones del reactor se muestran estables se hace un scram manual en el reactor.

En el momento en el que sucede el scram lo primero que ocurre es que se introducen de manera rápida las barras de control para apagar el reactor. La turbina se dispara y se abren las válvulas de desvío.

Se encienden las alarmas de scram en el reactor (Reactor Scram), disparo de turbina (Turbine Trip), inserción de barras de control requerida (Rods Run-in Req'd), desacople del generador (Gen Breaker Opn), baja potencia de salida de turbina (Lo Turb Fwd Pwr) y disparo de las bombas de agua de alimentación (FW

Pump(s) Trip). También se enciende la alarma de reducción de las RIP's (RIP runback).

En la Figura 3-21 se pueden observar las barras de control insertadas y las alarmas mencionadas, así como la trayectoria del estado del reactor en el mapa potencia/flujo marcada con una flecha amarilla.

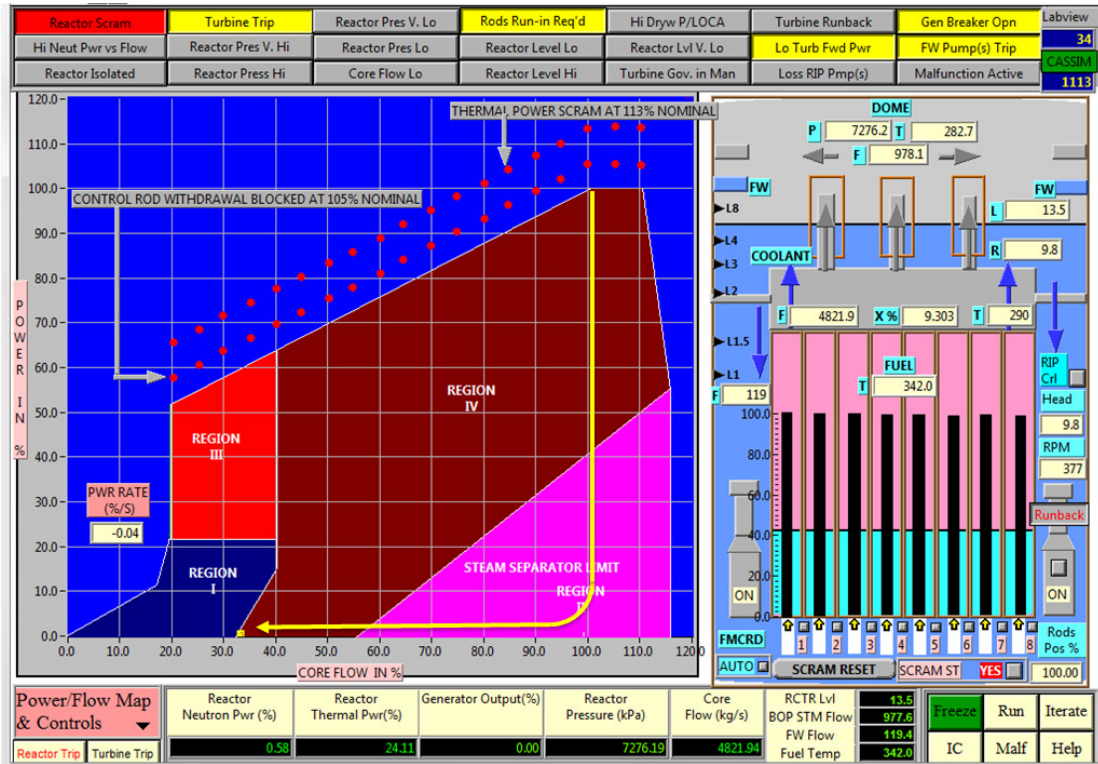
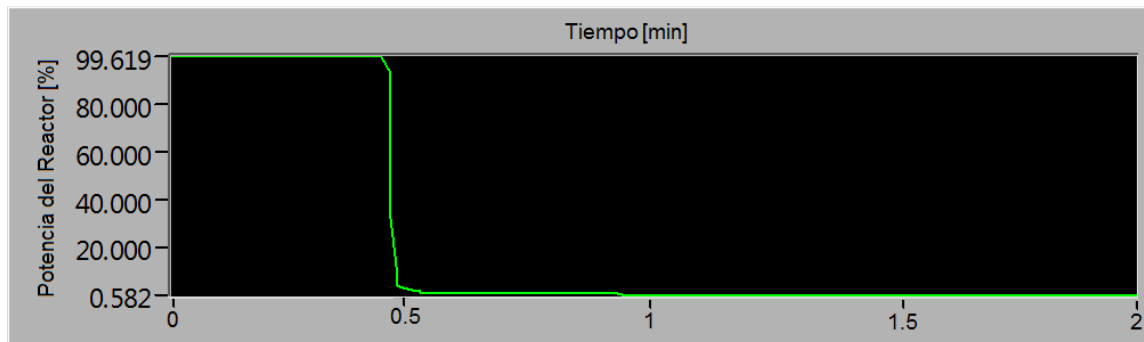


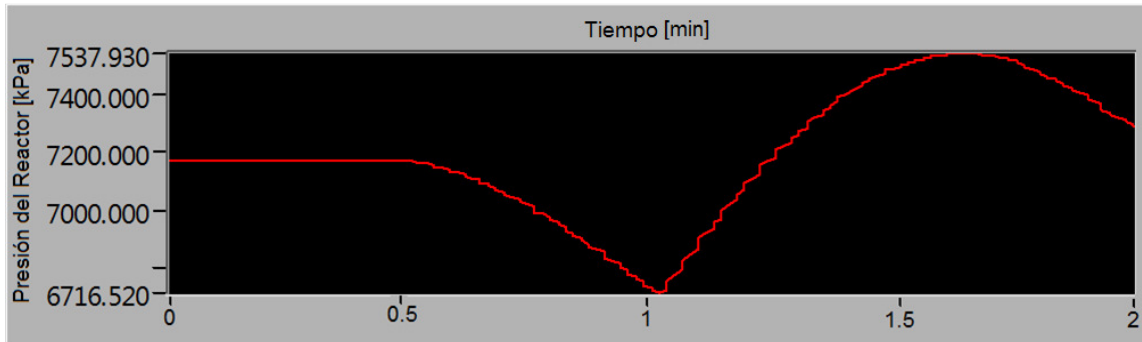
Figura 3-21 Estado del reactor tras señal de scram [14]

Se puede observar en la Gráfica 3-1 que la potencia del reactor cae casi instantáneamente en el momento en el que se introducen las barras de control.



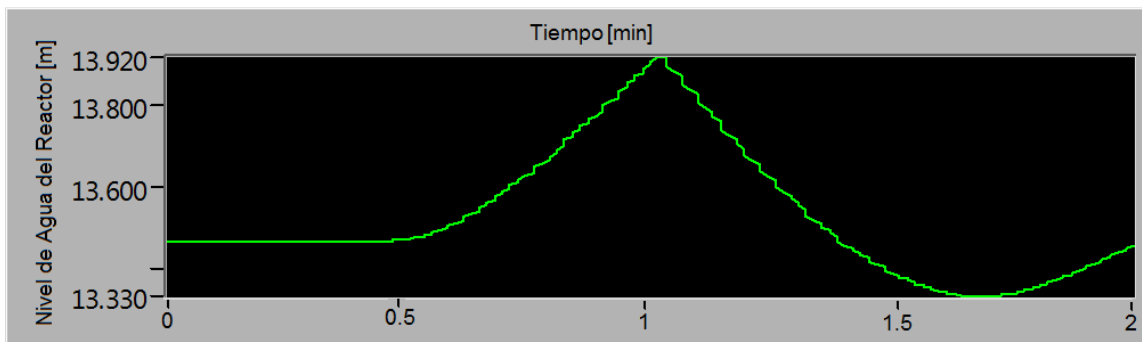
Gráfica 3-1 Potencia del reactor [14]

La presión del reactor va disminuyendo por que la potencia térmica del núcleo baja. Como consecuencia el sistema de control trata de mantener la presión reduciendo poco a poco la salida de vapor hacia la turbina. Cuando la potencia de la turbina es muy baja se cierra su válvula de control, deteniendo la salida de vapor del reactor. Como consecuencia la presión vuelve a subir. Esto lo podemos ver en la Gráfica 3-2. La presión es controlada por las SRV's, para mantenerla en un rango seguro, evitando que suba mucho.



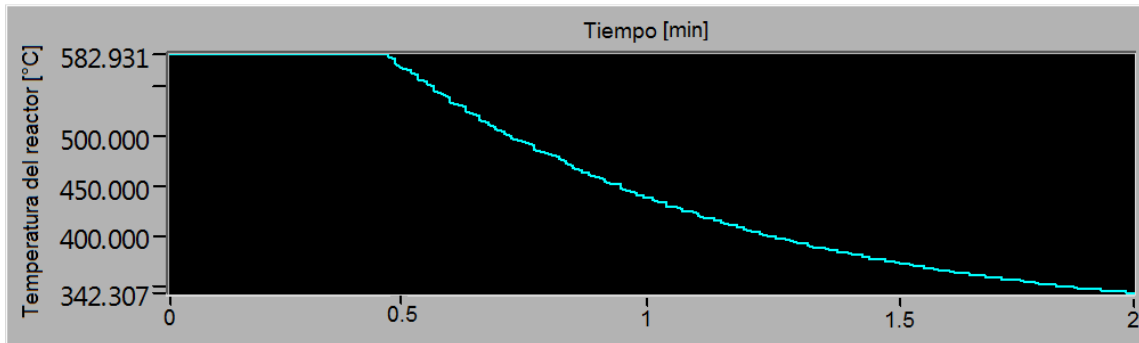
Gráfica 3-2 Presión del reactor [14]

El nivel de agua en el reactor comienza a subir debido a que la presión disminuye, haciendo que aparezcan burbujas. Cuando la presión comienza a subir de nuevo, se colapsan las burbujas y baja el nivel de agua. Esto lo podemos ver en la Gráfica 3-3.



Gráfica 3-3 Nivel de agua del reactor [14]

La temperatura del reactor desciende lentamente conforme el agua extrae calor del mismo, como lo muestra la Gráfica 3-4.



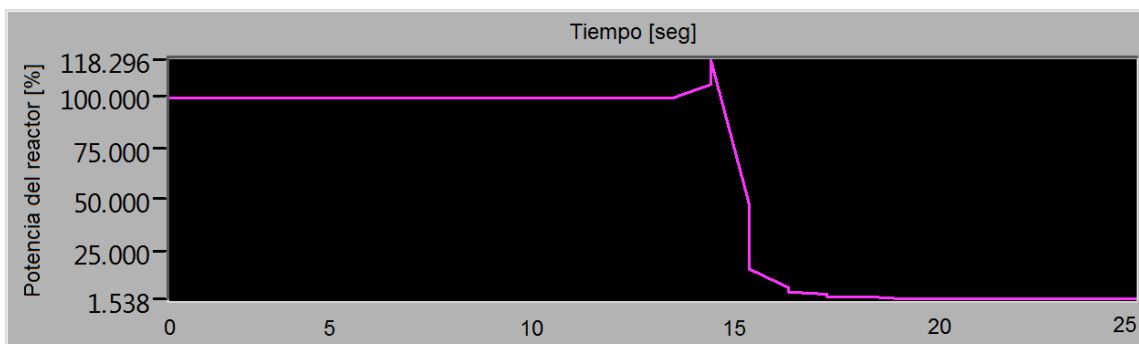
Gráfica 3-4 Temperatura del reactor [14]

3.3.2 Aislamiento del Reactor

Esta falla causará el cierre de la válvula de aislamiento de la vasija del reactor. La consecuencia será que el vapor de la vasija del reactor no será suministrado al turbogenerador.

Primero se inicializa el simulador a un 100% de la potencia total. Una vez que las condiciones del reactor se muestran estables se aísla el reactor mediante el menú de fallas. Una vez que la válvula se va cerrando, la presión del reactor incrementa rápidamente, y como resultado se enciende la alarma de “Reactor Press Hi”.

Debido a los colapsos de vapor por la alta presión hay una menor fracción de vacíos en el núcleo, provocando que aumente la reactividad. Por lo tanto, aumenta la potencia del reactor. Ya que la potencia del reactor va más allá del límite de potencia permitida por el mapa potencia/flujo, la protección de “Rods Run-in” se activa y se genera la alarma. La potencia del reactor disminuye en respuesta a la inserción de las barras de control.



Gráfica 3-5 Potencia del reactor después de ser aislado [14]

La pérdida de vapor al turbogenerador causa que la salida del generador disminuya, y subsecuentemente la turbina se dispara debido a baja potencia hacia

la turbina. Cuando la válvula de aislamiento está totalmente cerrada hay scram en el reactor debido a aislamiento del reactor. Esto podemos verlo en la Gráfica 3-5.

3.3.3 Disparo de las Bombas de Agua de Alimentación

Un disparo en las bombas de agua de alimentación puede ocurrir por varias razones, como pérdida de energía eléctrica, una falla en las bombas, errores del operador, entre otras.

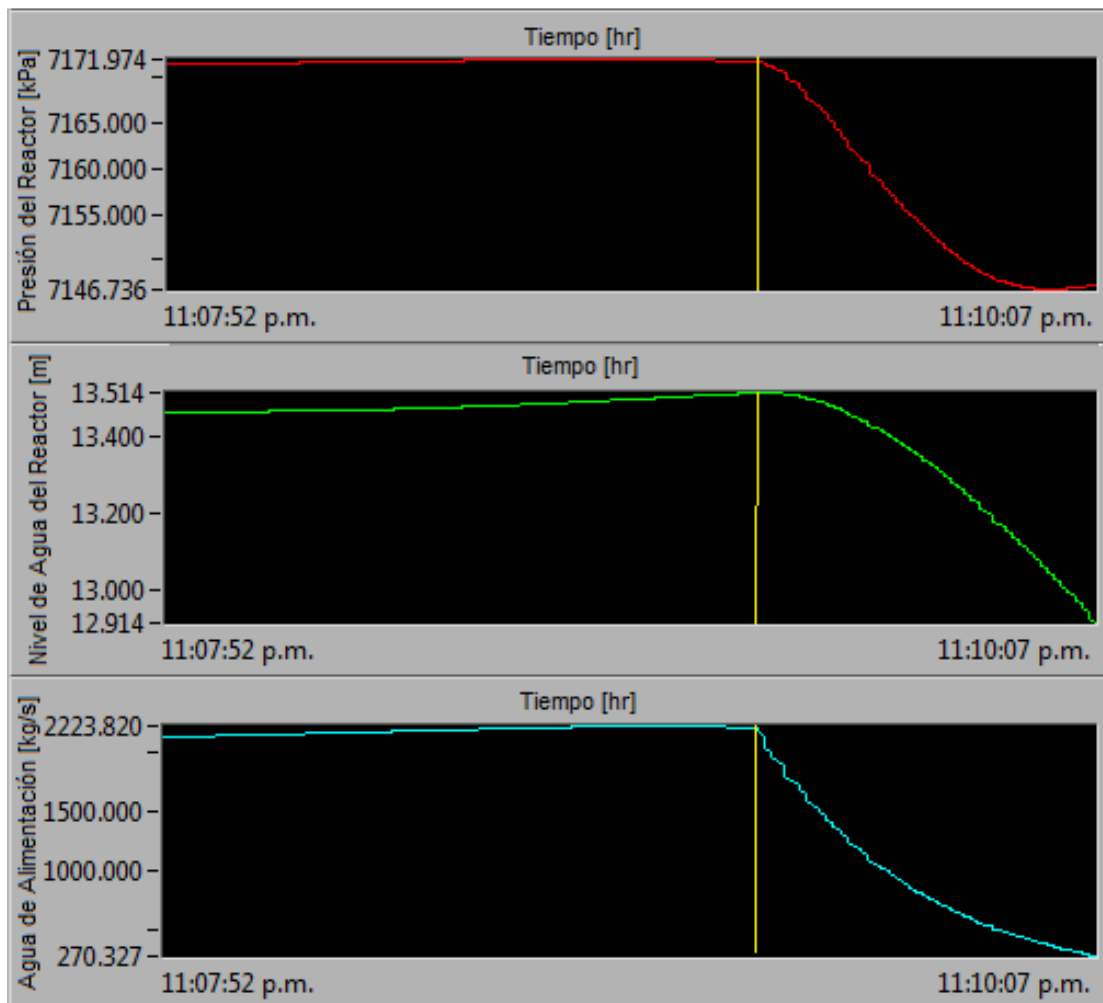
Primero se inicializa el simulador a un 100% de la potencia total. Una vez que las condiciones del reactor se muestran estables se disparan las bombas de agua de alimentación mediante el menú de fallas.

Al dejar de recibir agua, el nivel de agua en el reactor desciende. Conforme el nivel de agua desciende, también lo hace la presión debido a que el volumen de fluido presente en el reactor disminuye por la salida de vapor.

Cuando disminuye la presión del reactor, también lo hace la presión de la turbina, así que el controlador de presión del reactor cierra poco a poco el gobernador de la turbina para mantener la presión en el nivel indicado. Como consecuencia la potencia eléctrica del generador disminuye.

Una vez que el agua alcanza el nivel L4 el flujo de recirculación es reducido. Cuando se alcanza el nivel L3 ocurre scram en el reactor y se disparan 4 RIP's. En el momento en el que se alcanza el nivel L2 se disparan las 6 RIP's restantes y se activa el RCIC para mantener el nivel de agua en el reactor.

En la Gráfica 3-6 se puede observar el comportamiento similar de la presión, el nivel de agua y el flujo de agua de alimentación del reactor, con el disparo de las bombas de agua de alimentación, marcado con una línea amarilla.



Gráfica 3-6 Presión, nivel de agua y flujo de agua de alimentación del reactor [14]

3.3.4 Disparo de las RIP's

El reactor ABWR tiene 10 RIP's. Al perderlas se sufrirá una repentina y significativa reducción en el flujo del núcleo.

Primero se inicializa el simulador a un 100% de la potencia total. Una vez que las condiciones del reactor se muestran estables se va a la pantalla de controles y mapa potencia/flujo del BWR, y se apagan las RIP's.

En el momento en el que ocurre la falla el flujo de recirculación cae por completo y se enciende la alarma de alta potencia neutrónica contra flujo (Hi Neut Pwr vs Flow). Esto es porque repentinamente se reduce el flujo en el núcleo, lo que provoca que se salga de la región de operación del reactor, mandando señal de scram.

4. El Accidente de Fukushima

El viernes 11 de Marzo de 2011, a las 14:46 (hora de Japón) ocurrió el Gran Terremoto del Este de Japón. Su epicentro se localizó a 130 [km] de la costa de la ciudad de Sendai, en la prefectura de Miyagi, al este de la isla de Honshu, la más grande de Japón. Tuvo una magnitud de 9 grados en la escala de Richter, y una duración de aproximadamente 3 minutos. Este terremoto levantó un tsunami que golpeó la costa este de Asia, levantando olas de hasta 40 [m] de altura. [15]

11 reactores en 4 plantas nucleares en la región estaban en operación, y todos se apagaron automáticamente cuando golpeó del terremoto. Entre esas plantas estaba la planta de Fukushima Daiichi, de Tokyo Electric Power Company (Tepco), que cuenta con 6 unidades. En la Figura 4-1 podemos ver su localización en el mapa de Japón. En el momento del terremoto las Unidades 1, 2 y 3 estaban en operación y se apagaron automáticamente. Las Unidades 4, 5 y 6 no estaban operando en el momento del impacto, ya que estaban en mantenimiento.

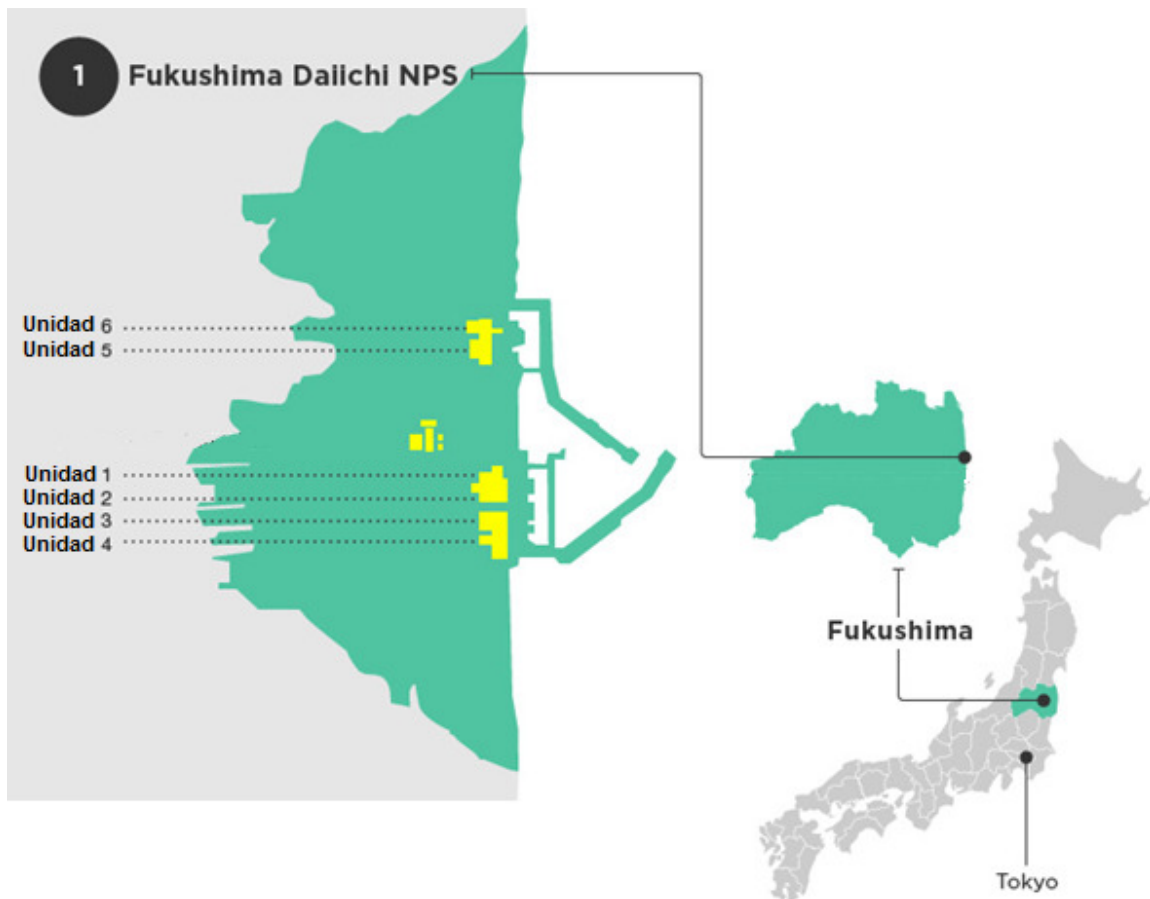


Figura 4-1 Localización de la planta nucleoelectrónica de Fukushima Daiichi [15]

El terremoto había dejado a todas las unidades sin energía eléctrica externa. Sin embargo, todas contaban con generadores diésel en caso de una emergencia. Cuando los reactores se apagaron entraron en funcionamiento los generadores diésel, así como los sistemas de enfriamiento de los reactores.

Todos los reactores mostraron ser robustos contra el sismo, pero vulnerables contra el tsunami de 15 [m] de altura que golpeó la costa de Fukushima a las 15:35, aproximadamente 50 [min] después de que ocurrió el sismo. La planta se había diseñado tomando en cuenta tsunamis de una altura máxima de aproximadamente 6 [m], por lo que el evento rebasó la base de diseño.



Figura 4-2 Instalaciones de Fukushima Daiichi después de la llegada del tsunami, 19 de Marzo de 2011 [16]

El tsunami inundó casi toda el área donde estaba localizada la planta nucleoelectrica, como se puede ver en la Figura 4-2, y dañó bombas y otros equipos para extraer calor del reactor hacia el mar. El agua inundó el edificio de la turbina, y las fuentes de energía de emergencia quedaron inutilizables. Como consecuencia, varias funciones clave, como la inyección de refrigerante, la extracción de calor y el monitoreo del reactor se perdieron. Además de eso la ola de agua esparció escombros, lo que dificultaba el movimiento en la zona.

Las Unidades 1, 2 y 3 de la planta nucleoelectrica de Fukushima experimentaron accidentes severos en donde no se logró mantener los núcleos de los reactores fríos después de haber sido apagados, lo que resultó en un daño a los núcleos.

El accidente se desarrolló de la misma manera en las tres unidades: La inyección de refrigerante dentro de la vasija se volvió imposible después de que se apagó el reactor, el nivel de agua dentro de la vasija cayó, la temperatura del combustible se elevó, se generó hidrógeno en grandes cantidades, el núcleo se fundió, la vasija se dañó, la contención primaria se dañó, y eventualmente hidrógeno y material radiactivo se liberó dentro de los edificios del reactor, como se ve en la Figura 4-3.

La mayor causa de la incapacidad de enfriar el reactor fue porque se volvió imposible operar y controlar los sistemas de enfriamiento debido a una pérdida total de energía. El tiempo en el que cada función de enfriamiento se perdió difirió entre una unidad y otra, pero el esquema general de cómo ocurrió el accidente fue el mismo en las Unidades 1, 2 y 3. [16]

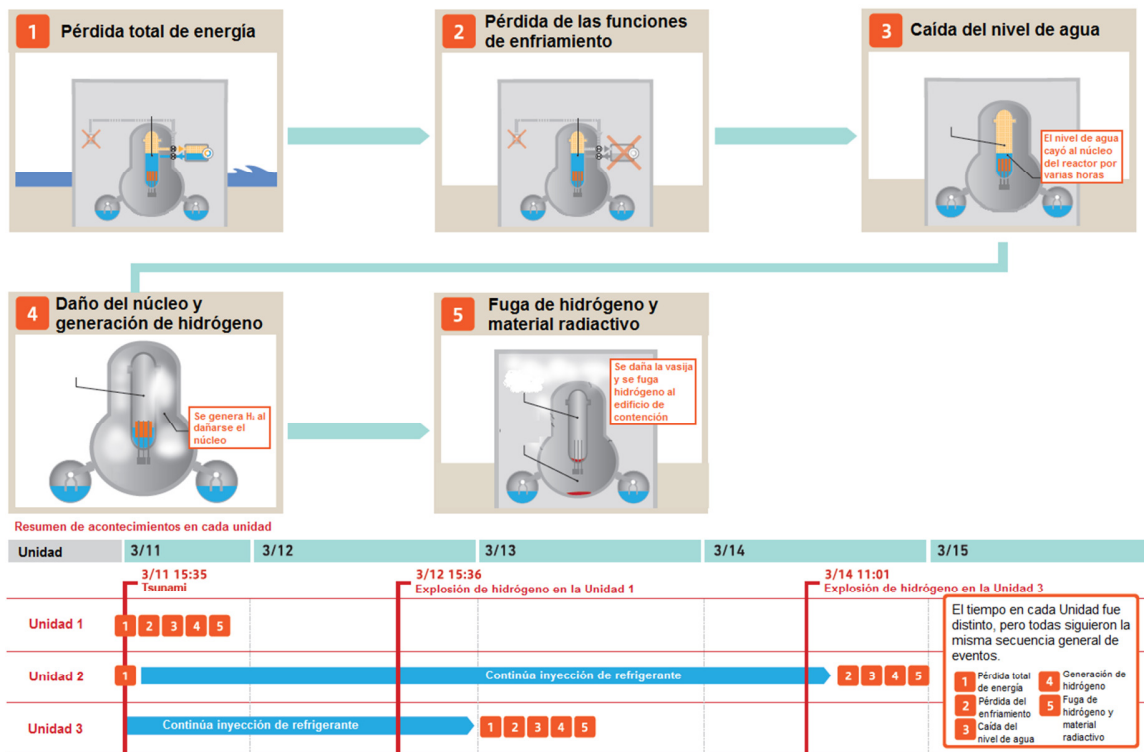


Figura 4-3 Secuencia general de eventos en las Unidad 1, 2 y 3 [16]

4.1 Descripción del Accidente

Las 6 unidades de la planta nucleoelectrica de Fukushima no fueron construidas al mismo tiempo, así que conforme avanzaba la tecnología con el tiempo se iban adaptando a los nuevos diseños. Es por esto que las unidades tienen ciertas diferencias entre sí. En la Tabla 4-1 se muestran sus características.

Tabla 4-1 Características de las unidades de la planta nucleoelectrica de Fukushima [17]

Unidad	1	2	3	4	5	6
Tecnología	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
Tipo de contención	Mark I	Mark I	Mark I	Mark I	Mark I	Mark II
Potencia eléctrica [MWe]	460	784	784	784	784	1100
# Generadores diésel de emergencia	2	2	2	2	2	3

Cabe recalcar que al apagar el reactor e introducir las barras de control su potencia cae inicialmente hasta un valor aproximado del 7% de su potencia total, dependiendo del tiempo que lleve el reactor en operación y continúa disminuyendo durante días y meses mientras tenga enfriamiento que asegure la integridad del combustible. En la Unidad 1, la unidad de menor potencia, se tiene una potencia de aproximadamente 97 [MWth] después de apagar el reactor. Es por esto que aún después de apagar el reactor se debe continuar la extracción de calor del mismo. [2]

Por otra parte, las Unidades 5 y 6, a 13 [m] sobre el nivel de mar, se encontraban separadas de las unidades 1, 2, 3 y 4, que estaban a 10 [m] sobre el nivel del mar. Esta diferencia de altura evitó que se perdieran todos los generadores diésel en las Unidades 5 y 6, ya que el nivel de agua que inundó sus instalaciones fue menor que en las Unidades 1, 2 y 3. Gracias a esta pequeña diferencia de altura se evitó que ocurriera un accidente severo en estas Unidades 5 y 6.

4.1.1 Accidente en la Unidad 1

Cuando ocurrió el sismo, a las 14:46 del 11 de Marzo, se insertaron las barras de control y se apagó el reactor. Se perdió toda la energía externa, y el condensador y otros equipos quedaron inutilizables. Sin embargo, entraron en funcionamiento los generadores diésel y se inició el enfriamiento del reactor. En la Figura 4-4 se muestra el estado de la Unidad 1 en el momento del terremoto.

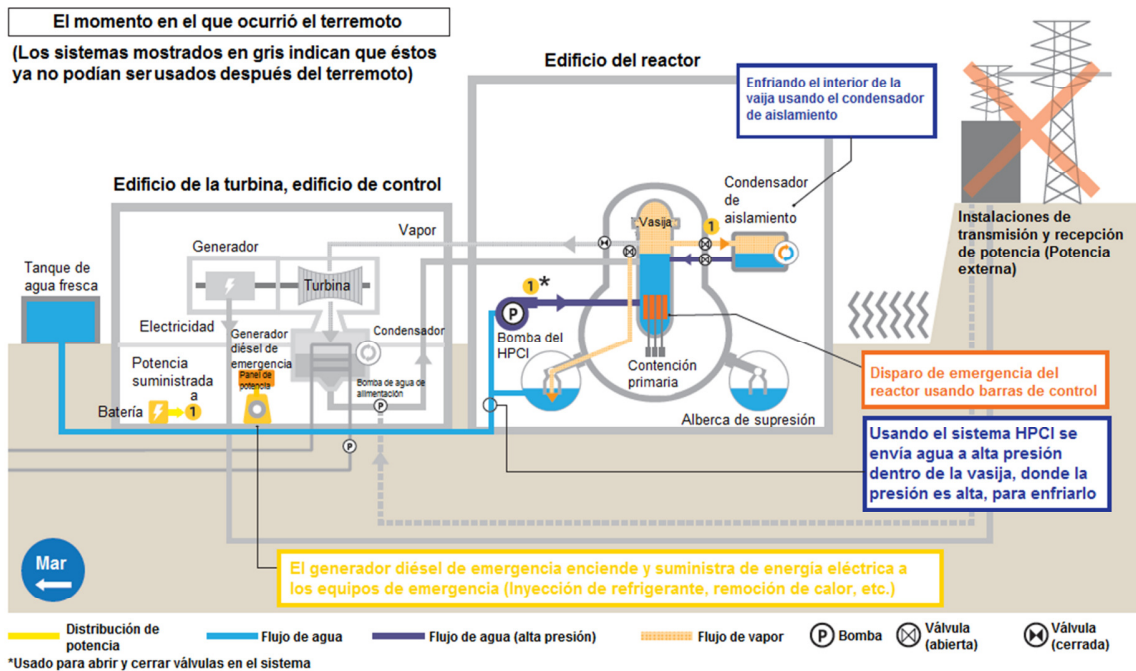


Figura 4-4 Estado de la Unidad 1 en el momento del terremoto [16]

Quando el tsunami llegó a la Unidad 1, a las 15:35, inundando el edificio de control y de la turbina, causó la pérdida de los generadores diésel, las baterías de DC y todas las fuentes de los paneles de potencia. En la Figura 4-5 se muestra el estado de la Unidad 1 tras la llegada del tsunami. Con la pérdida de las fuentes de energía los condensadores de aislamiento dejaron de funcionar, y los sistemas HPCI (Inyección de alta presión en el núcleo) no pudieron ser activados. Confirmar el estado del reactor se volvió imposible debido a que también se perdieron las funciones de medición y monitoreo de éste. Después de esto el agua de la vasija se siguió evaporando debido al calor de decaimiento. Cerca de cuatro horas después el combustible quedó expuesto por encima de la superficie del agua y se comenzó a dañar el núcleo.

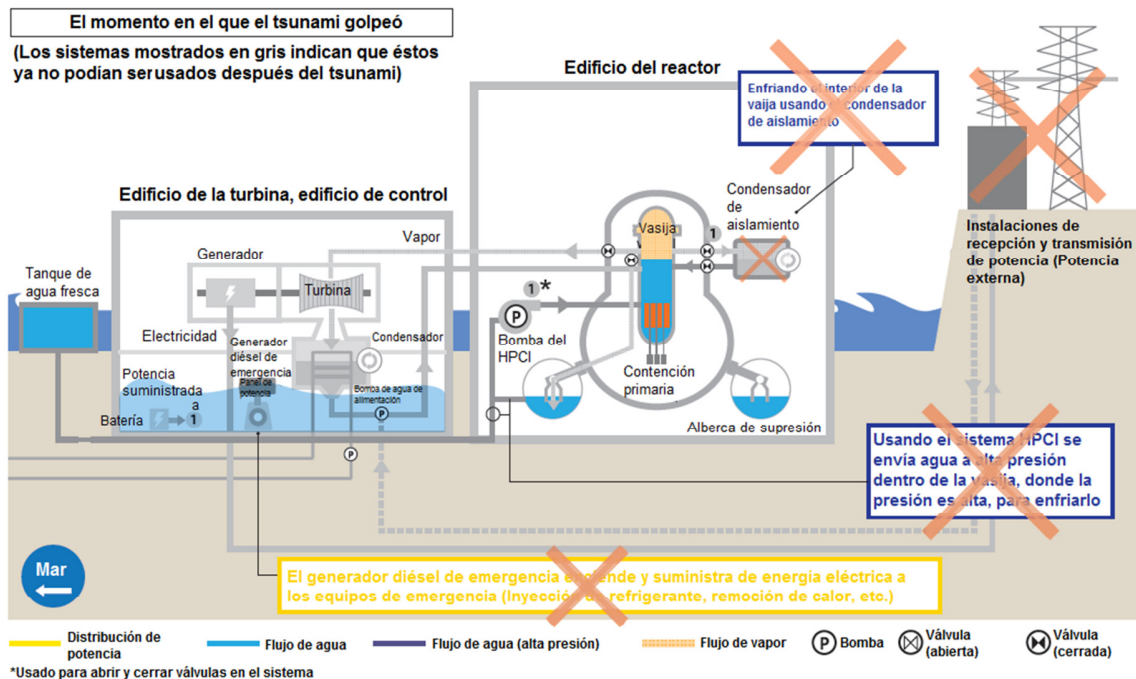


Figura 4-5 Estado de la Unidad 1 en el momento del tsunami [16]

La superficie de las barras de combustible comenzó a reaccionar con el vapor de agua y se generaron grandes cantidades de hidrógeno. El hidrógeno que se filtró de las partes dañadas de la contención primaria se acumuló en la parte superior del edificio del reactor. El hidrógeno es altamente inflamable al mezclarse con el aire en cierta concentración. Se encendió por alguna razón a las 15:36 del 12 de Marzo, cerca de 24 horas después del tsunami, y explotó. Además el núcleo del reactor se fundió y penetró la parte inferior de la vasija y erosionó el concreto en la superficie de la contención primaria.

Los escombros resultantes de la explosión en el área circundante dificultaron el trabajo para manejar el accidente, y fue una de las razones por las cuales la respuesta en las Unidades 2 y 3 fue retrasada.

4.1.2 Accidente en la Unidad 2

Cuando ocurrió el sismo se insertaron las barras de control y se apagó el reactor. Se perdió toda la energía externa, y el condensador y otros equipos quedaron inutilizables. Sin embargo, entraron en funcionamiento los generadores diésel y el sistema RCIC también estaba disponible. En la Figura 4-6 se muestra el estado de la Unidad 2 en el momento del terremoto.

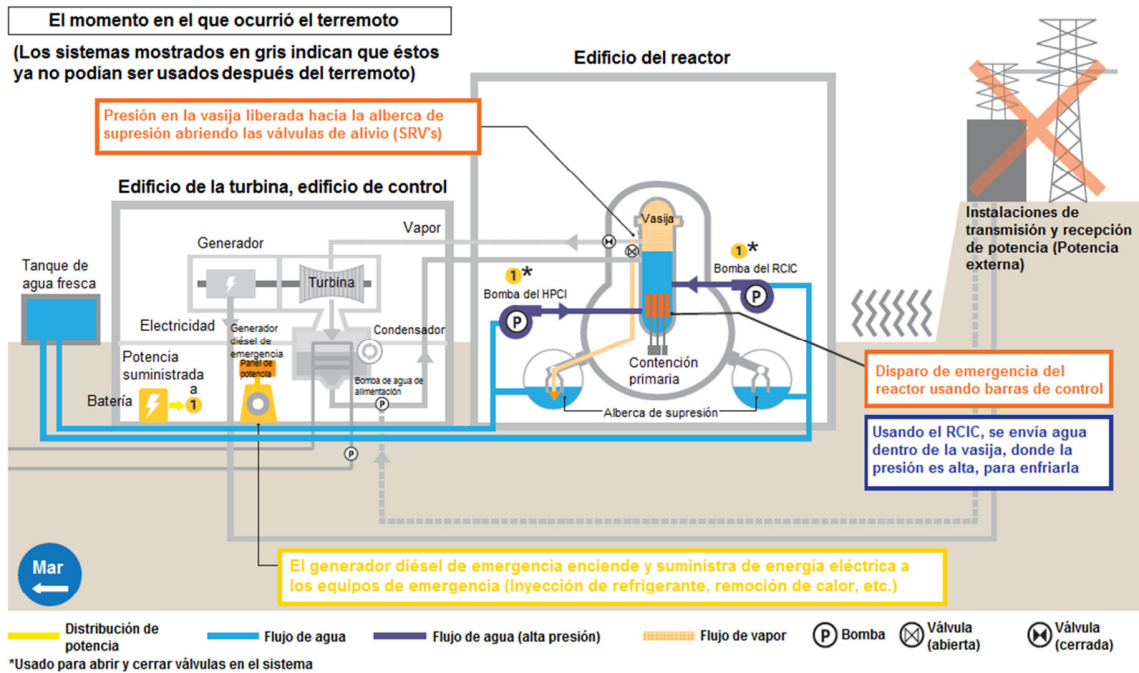


Figura 4-6 Estado de la Unidad 2 en el momento del terremoto [16]

Cuando el tsunami llegó a la Unidad 2 causó la pérdida de los generadores diésel, baterías, paneles de potencia, y las funciones de medición y monitoreo del estado del reactor.

La situación continuó de manera muy similar a la Unidad 1. Sin embargo, en el caso de la Unidad 2 el sistema RCIC había estado operando desde antes de que llegara el tsunami. En la Figura 4-7 se muestra el estado de la Unidad 2 tras la llegada del tsunami. Incluso después de que se perdiera toda la energía continuó operando, así que fue capaz de continuar la inyección de refrigerante por alrededor de 3 días. Durante ese periodo una planta móvil fue conectada a los paneles de potencia que no fueron sumergidos y hubieran permitido realizar la inyección de refrigerante con otros sistemas de enfriamiento.

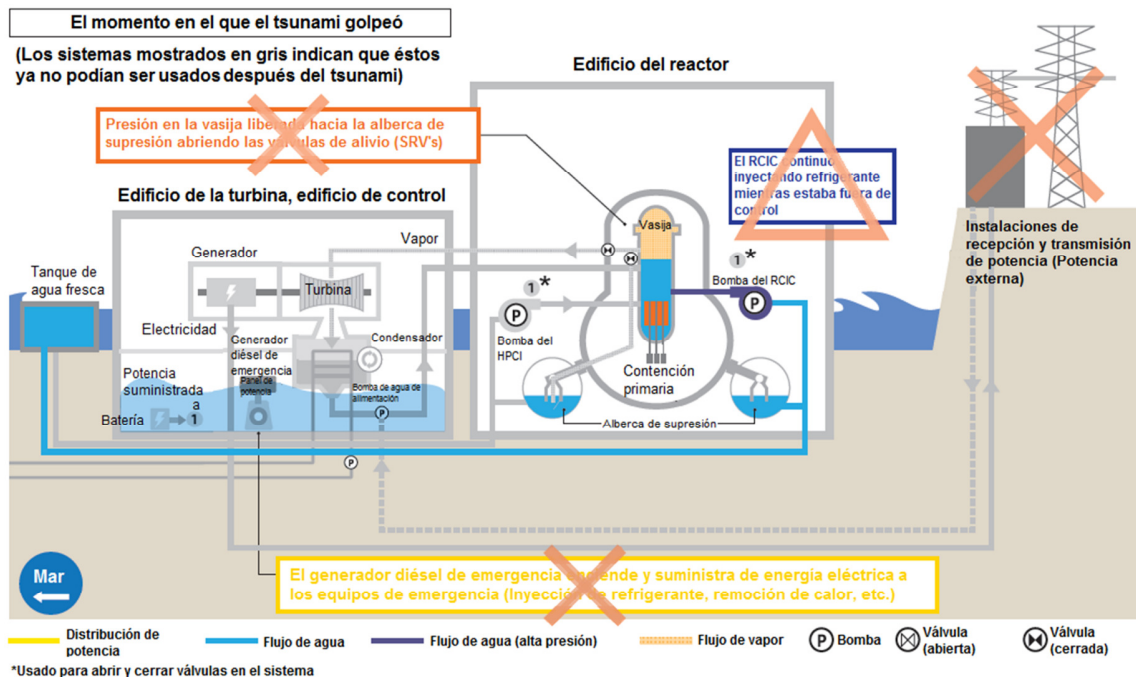


Figura 4-7 Estado de la Unidad 2 en el momento del tsunami [16]

Sin embargo los cables fueron dañados por una explosión de hidrógeno en la Unidad 1 a las 15:36 del 12 de Marzo, dejando la planta móvil inutilizable. Encima de eso, otra explosión de hidrógeno ocurrió en la Unidad 3 a las 11:01 del 14 de Marzo. El motor de incendios y las mangueras que habían sido preparadas completamente se dañaron y quedaron inutilizables. A las 13:25 del mismo día 14 el sistema RCIC se disparó. Se requirió de tiempo para reducir la presión después de que esto fuera confirmado ya que el venteo falló. El nivel de agua cayó, el núcleo del reactor se dañó, y se generó una gran cantidad de hidrógeno.

Se presume que se filtró hidrógeno en el edificio del reactor con el daño en la vasija y la contención primaria que siguieron al daño del núcleo. Pero en la Unidad 2 se abrió accidentalmente un panel en un costado de la parte superior del edificio del reactor debido a un impacto por la explosión de hidrógeno de la Unidad 1. Se cree que debido a esto el hidrógeno liberado escapó por la apertura del panel, y la explosión de hidrógeno fue evitada.

Por otra parte, se cree que el material liberado más radiactivo de cualquiera de los tres edificios fue el de la Unidad 2. Se presume que fue así ya que en las Unidades 1 y 3 el venteo fue exitoso. En cambio en la Unidad 2 el venteo falló y el gas que incluía material radiactivo directamente de la vasija se filtró y se liberó.

4.1.3 Accidente en la Unidad 3

Cuando ocurrió el sismo se insertaron las barras de control y se apagó el reactor. Se perdió toda la energía externa, y el condensador y otros equipos quedaron inutilizables. Sin embargo, entraron en funcionamiento los generadores diésel y el sistema RCIC también estaba disponible. En la Figura 4-8 se muestra el estado de la Unidad 3 en el momento del terremoto.

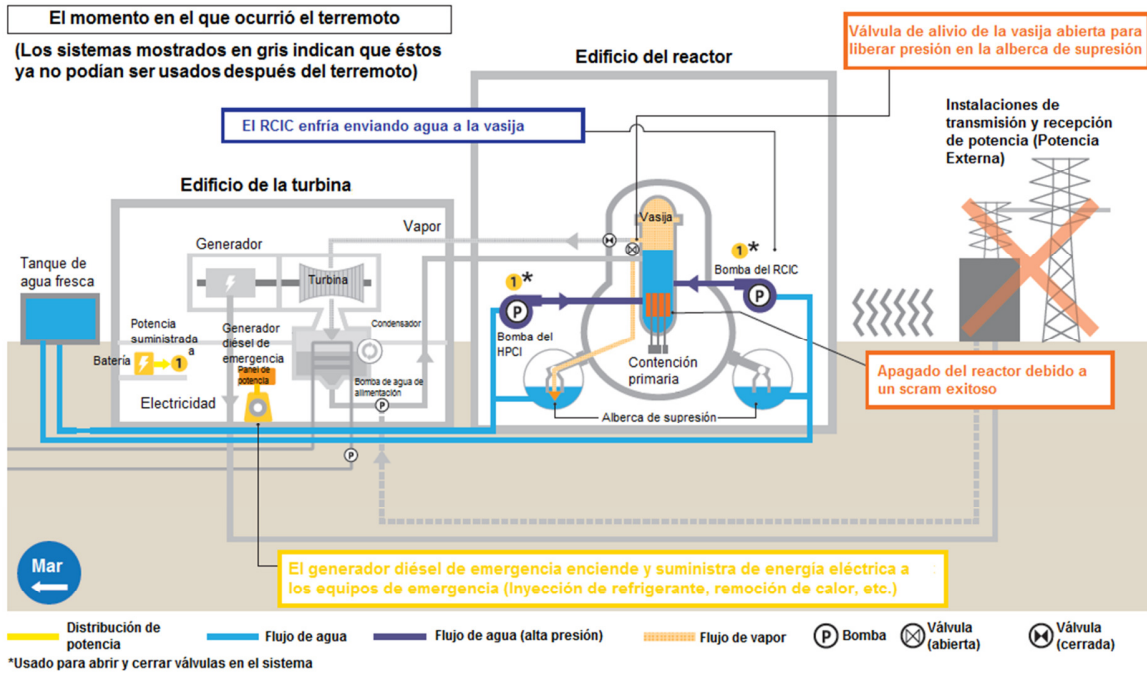


Figura 4-8 Estado de la Unidad 3 en el momento del terremoto [16]

Toda la corriente alterna se perdió después de que llegara el tsunami, pero el equipo de corriente directa estaba colocado ligeramente más arriba que en las Unidades 1 y 2, por lo que se salvó de la inundación. Por esta razón se logró mantener la operación y el control de los sistemas de RCIC y de HPCI, y también era posible mantener el monitoreo del estado del reactor. En la Figura 4-9 se muestra el estado de la Unidad 3 tras la llegada del tsunami.

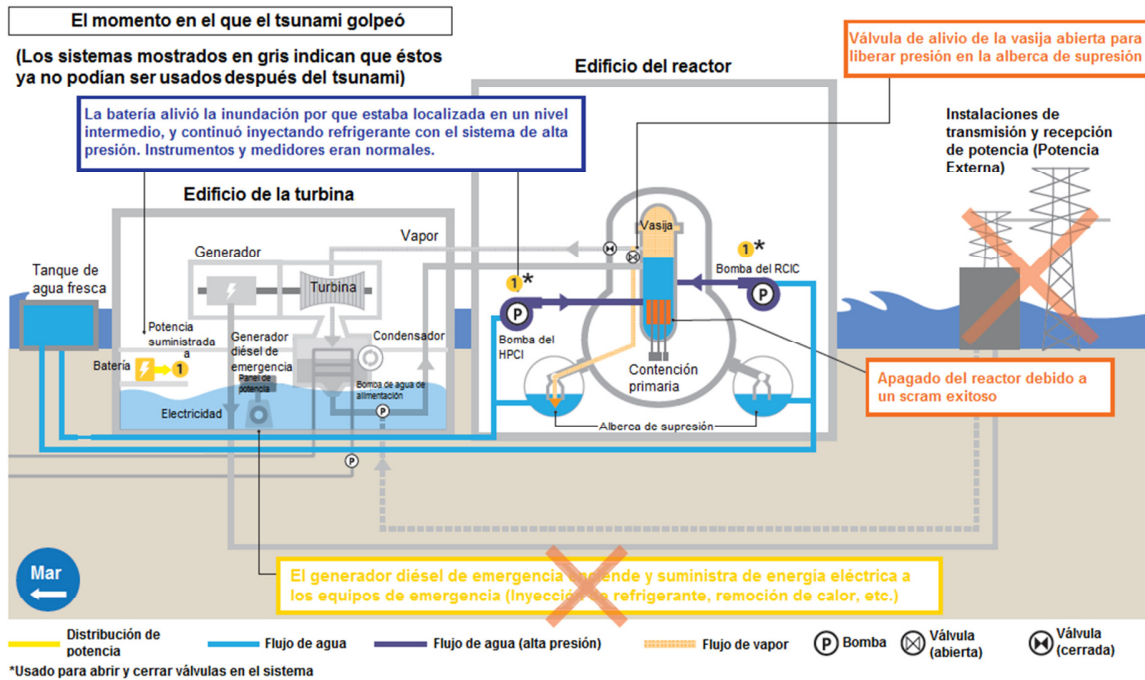


Figura 4-9 Estado de la Unidad 3 en el momento del tsunami [16]

Se mantuvo la inyección de refrigerante por aproximadamente un día y medio, después del cual el sistema HPCI se disparó para cambiar a inyección de refrigerante a baja presión usando una bomba de incendios de diésel. Sin embargo la despresurización fue demasiado lenta, el nivel de agua cayó, se generó hidrógeno y se dañó el núcleo.

Se comenzó la inyección de refrigerante usando las bombas para incendios en cuanto se confirmó la caída de presión, pero debido a que se había filtrado hidrógeno de la vasija ocurrió una explosión de hidrógeno a las 11:01 el 14 de Marzo.

4.1.4 Accidente en la Unidad 4

La Unidad 4 estaba en inspección y mantenimiento en el momento que ocurrió el sismo, y todo el combustible del reactor estaba dentro de la alberca de combustible gastado. El tsunami provocó una falla total de energía. Las funciones de remoción de calor y de inyección de refrigerante se perdieron y la caída en el nivel de agua de la alberca debido a la evaporación provocó preocupación. A las 4:08 del 14 de Marzo se confirmó que la temperatura de la alberca era de 84 [°C], y se pronosticó que el nivel de agua llegaría al borde superior del combustible a fines de Marzo, por lo que se pensó que tenían mucho tiempo para actuar.

No obstante, el 15 de Marzo a las 6:14 ocurrió una explosión de hidrógeno en el edificio del reactor de la Unidad 4. Se presume que la causa fue que con el

venteo de la contención primaria de la Unidad 3, los gases venteados que incluían hidrógeno fluyeron dentro de la Unidad 4 a través de los tubos de escape. El esquema de las líneas de venteo entre las Unidades 3 y 4 se muestra en la Figura 4-10.

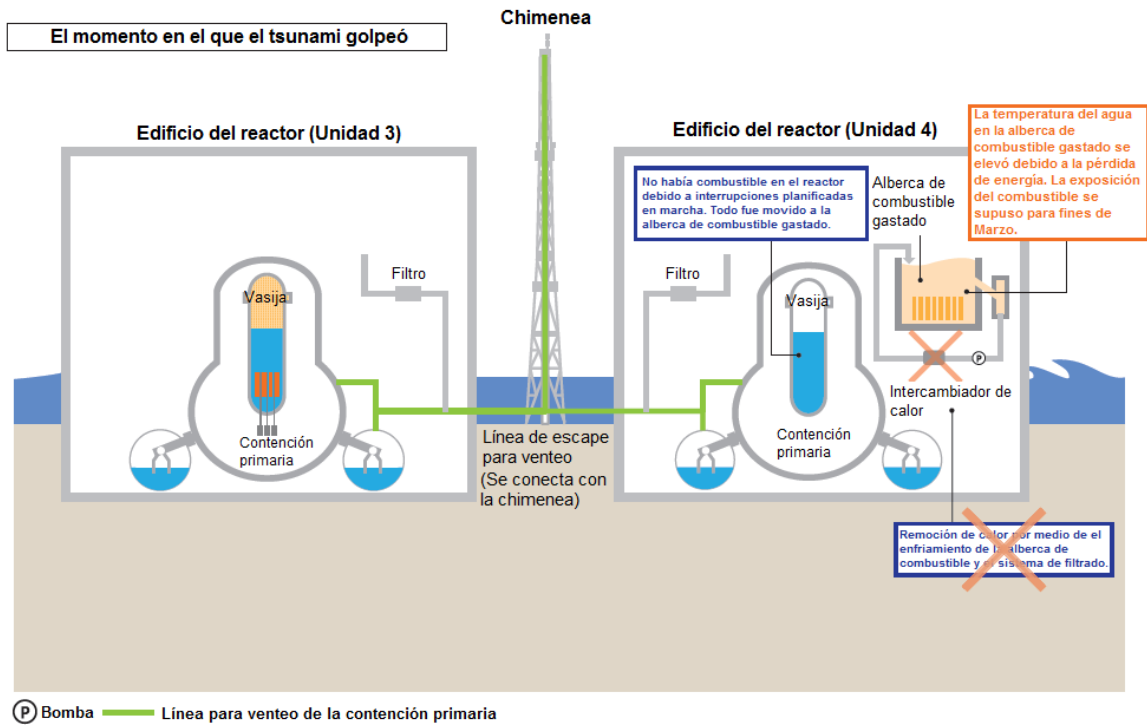


Figura 4-10 Esquema de las líneas de venteo entre las Unidades 3 y 4 [16]

5. Simulación del Accidente de Fukushima Daiichi

Se tomará como guía para la sucesión de eventos a la Unidad 2 de la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi, ya que son de interés las consecuencias del terremoto y el tsunami en una unidad en funcionamiento. Además la Unidad 2 tiene sistemas parecidos al reactor ABWR, además de que fue la que sufrió un daño inmediato mayor con la llegada del tsunami.

En el accidente de Fukushima hubo señal de scram debido a la alta aceleración de la tierra, haciendo que se insertaran las barras de control, se disparara la turbina y se iniciaran los generadores diésel de emergencia. También se perdió el condensador, por lo que se cerró la salida de vapor del reactor hacia el edificio de la turbina.

Cuando llegó el tsunami se perdió totalmente la energía eléctrica, lo que provocó la pérdida de las bombas de alimentación así como de las bombas de recirculación. Éstos son los eventos que pueden ser recreados en el simulador del ABWR, aunque no fueron los únicos que estuvieron envueltos en el accidente.

De tal manera que la selección de eventos para recrear el accidente en el simulador será como sigue:

- Scram (Por alta aceleración de la tierra)
- Cierre de la válvula de desvío (Para asegurar la interrupción del flujo de vapor hacia el condensador)
- Aislamiento del reactor (Interrupción del flujo de vapor hacia el edificio de la turbina)
- Disparo de las bombas de agua de alimentación (Pérdida total de energía en el momento que llegó el tsunami)
- Disparo de las RIP's (Pérdida total de energía en el momento que llegó el tsunami)

Primero se inicializa el simulador a un 100% de la potencia total. Una vez que las condiciones del reactor se muestran estables se pone en modo manual la válvula de desvío con una apertura del 0%, y se hace un scram manual en el reactor para recrear el momento en el que ocurre el terremoto.

Enseguida de mandar la señal de scram se introduce la falla de aislamiento del reactor para recrear la pérdida de la turbina y el condensador debido al terremoto.

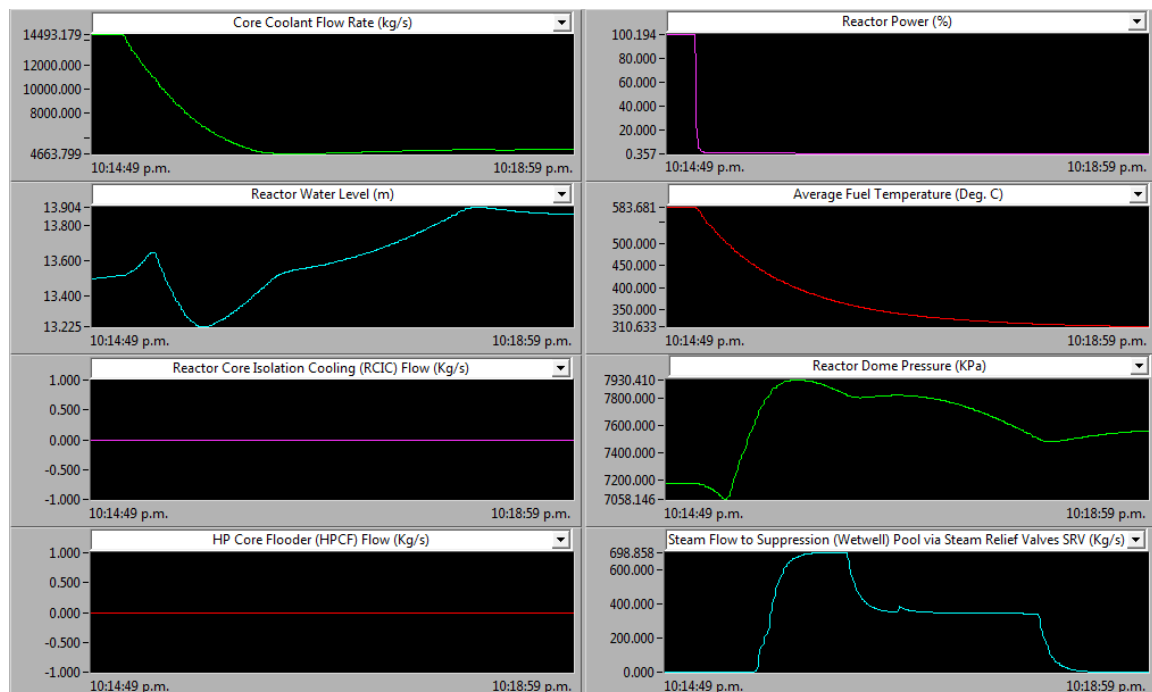
Una vez que se muestra actividad estable después del scram se recrea la llegada del tsunami. Para esto se disparan las bombas de agua de alimentación y las RIP's, simulando la pérdida total de energía.

La sucesión de eventos se describirá a continuación con la ayuda de varias capturas de pantalla, en las cuáles se muestran los siguientes parámetros, en el orden, color y unidad de medición mostrados en la Tabla 5-1; y con un intervalo de tiempo del inicio al final de cada gráfica de 4 minutos y 13 segundos:

Tabla 5-1 Parámetros del reactor en la simulación

Tasa de flujo de recirculación en el núcleo	[kg/s]	Potencia del reactor	[%]
Nivel de agua del reactor	[m]	Temperatura promedio del combustible	[°C]
Flujo del RCIC	[kg/s]	Presión del domo del reactor	[kPa]
Flujo del HPCF	[kg/s]	Flujo de vapor hacia la alberca de supresión vía las SRV's	[kg/s]

Como acabamos de mencionar, lo primero que se hace es cerrar la válvula de desvío, mandar señal de scram e introducir la falla de aislamiento del reactor. La señal de scram se introduce exactamente a las 10:15 p.m.

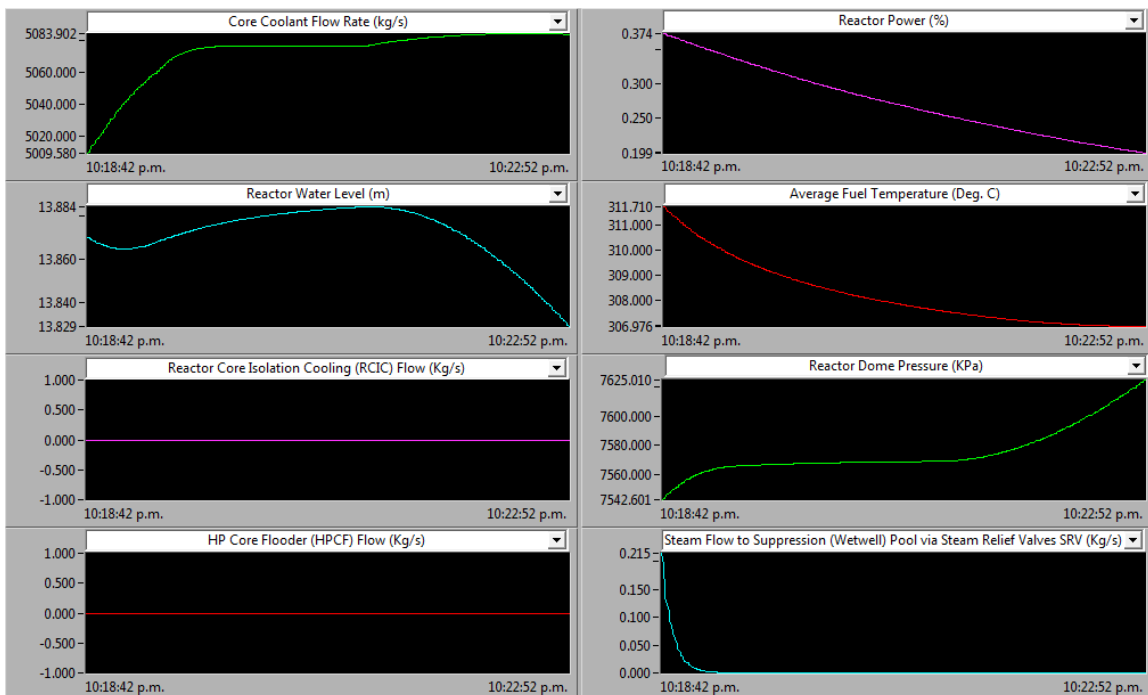


Gráfica 5-1 Estado del reactor tras señal de scram [14]

En la Gráfica 5-1 podemos observar que en el momento en el que se introduce la señal de scram la potencia del reactor cae casi instantáneamente. La temperatura del combustible y el flujo en el núcleo comienzan a descender de manera gradual. El flujo desciende ya que al cerrarse las válvulas de la turbina se disparan automáticamente 4 RIP's.

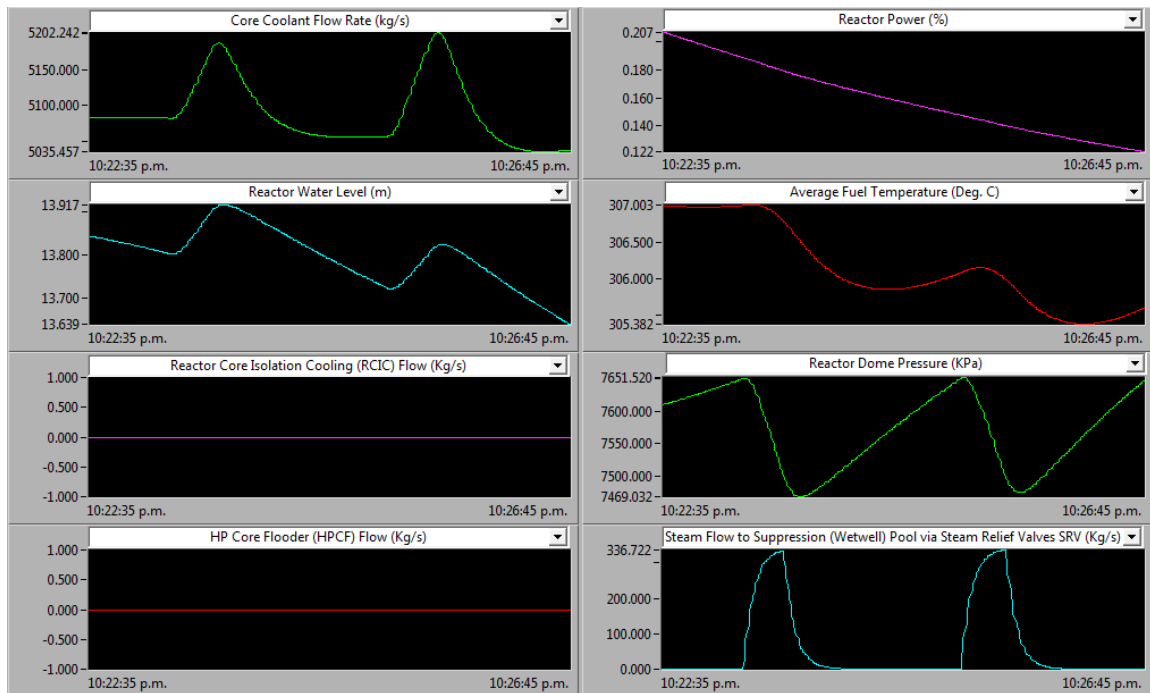
La presión del reactor primero cae como consecuencia de la caída de potencia, pero ya que la salida de vapor se cierra al aislarse el reactor, la presión comienza a subir rápidamente. Cuando la presión del reactor sube mucho se abren las SRV's, reduciendo poco a poco la presión del reactor, hasta que está dentro de los parámetro de diseño.

El nivel de agua sube al principio por que al reducirse la presión, aparecen burbujas, lo que sube el nivel. En cuanto se aísla el reactor la presión sube, colapsando las burbujas y provocando que el nivel de agua baje de nuevo. Sin embargo, al liberarse presión gracias a las SRV's el nivel de agua vuelve a subir por la aparición de burbujas.



Gráfica 5-2 Reactor estabilizándose tras señal de scram [14]

Como se observa en la Gráfica 5-2, cerca de tres minutos después de la señal de scram el reactor poco a poco comienza a estabilizarse, con la potencia y la temperatura del reactor en descenso, la presión aumentando poco a poco y el nivel de agua y el flujo de recirculación manteniéndose en un valor más o menos estable.

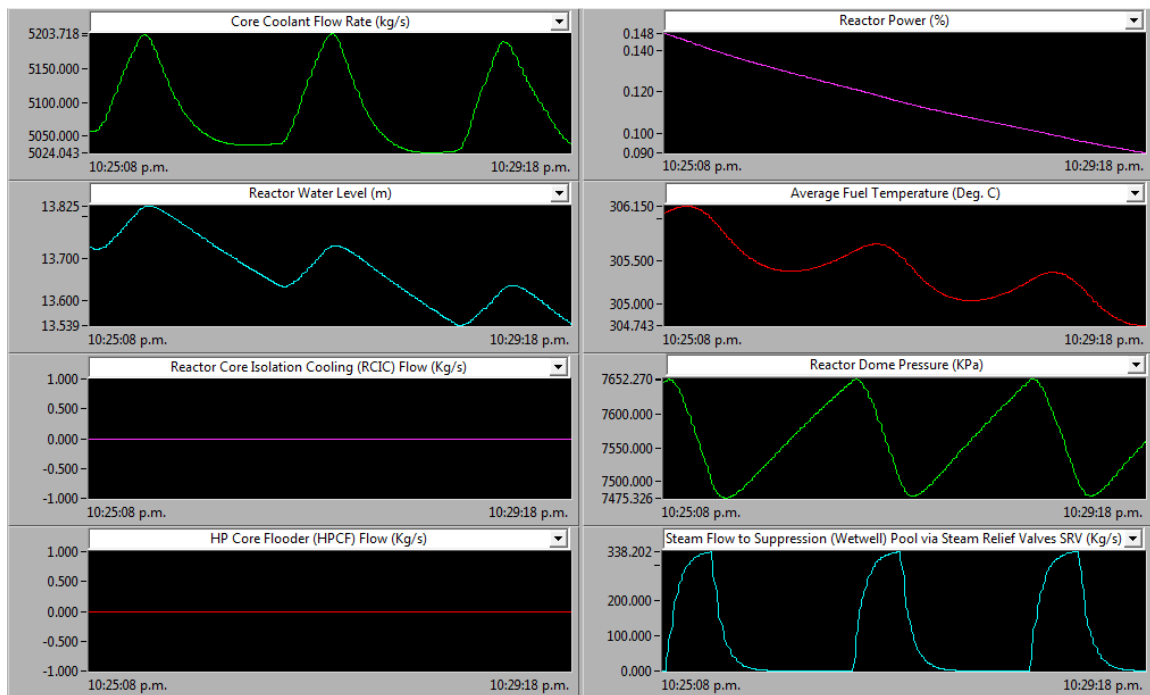


Gráfica 5-3 Reactor libera presión con SRV's [14]

La Gráfica 5-3 muestra que aproximadamente a los ocho minutos de la señal de scram la presión y las SRV's entran en un comportamiento oscilatorio periódico, manteniendo la presión del reactor entre los 7500 y los 7650 [kPa].

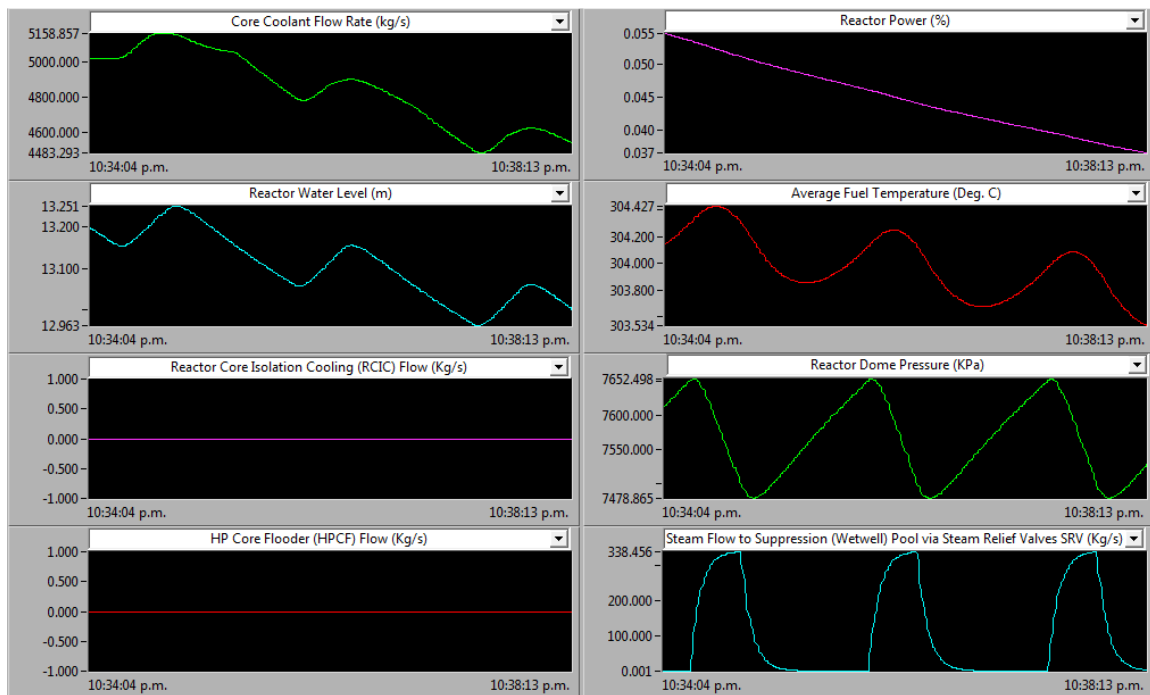
La temperatura del combustible responde a los cambios de presión de forma directamente proporcional, así que si la presión sube también lo hace la temperatura, y si baja, la temperatura también lo hace.

El nivel de agua en cambio se ve regido por la aparición y el colapso de burbujas provocado por los cambios de presión. Si baja la presión, aparecen burbujas y sube el nivel de agua. Si sube la presión, colapsa burbujas y baja el nivel de agua. El flujo de refrigerante en el núcleo también se verá regido por la aparición y el colapso de burbujas de manera proporcional al agua.



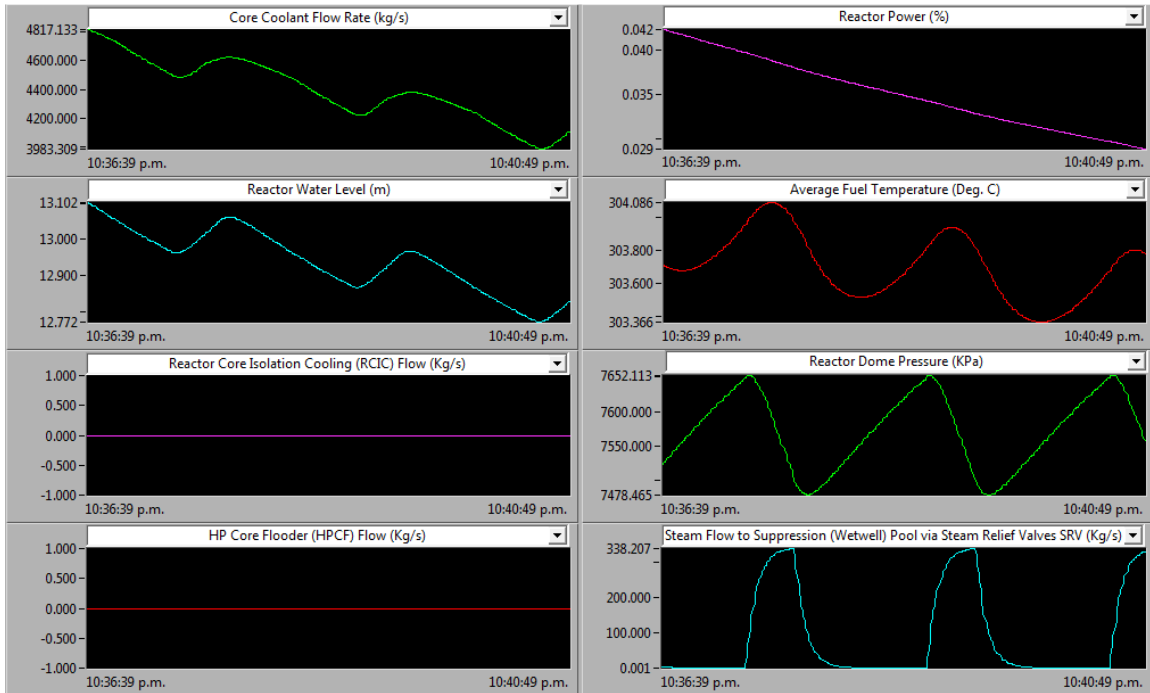
Gráfica 5-4 Reactor se estabiliza tras scram [14]

En la Gráfica 5-4 podemos ver que el comportamiento del reactor se volvió bastante estable 10 minutos después de la señal de scram, con la mayoría de los parámetros oscilando, y la temperatura, el nivel de agua y la potencia del reactor descendiendo poco a poco.



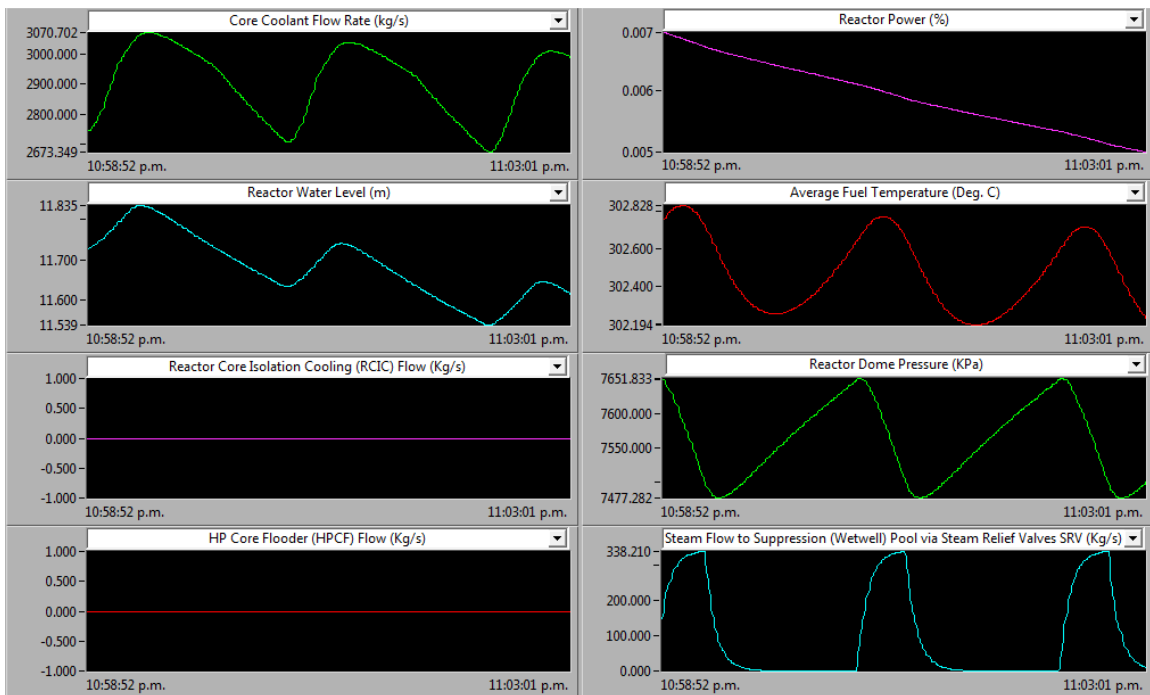
Gráfica 5-5 Flujo de refrigerante en el núcleo comienza a descender [14]

En la Gráfica 5-5 observamos que el flujo de refrigerante deja de mantenerse en un rango estable y también comienza a descender poco a poco. Esto es en primer lugar debido a que el nivel de agua bajó hasta los 13 [m], punto en el cual las RIP's comienzan a reducir su potencia. En segundo lugar es debido a la pérdida gradual de agua, ya que se escapa por las SRV's cada vez que hay que bajar la presión de la vasija.



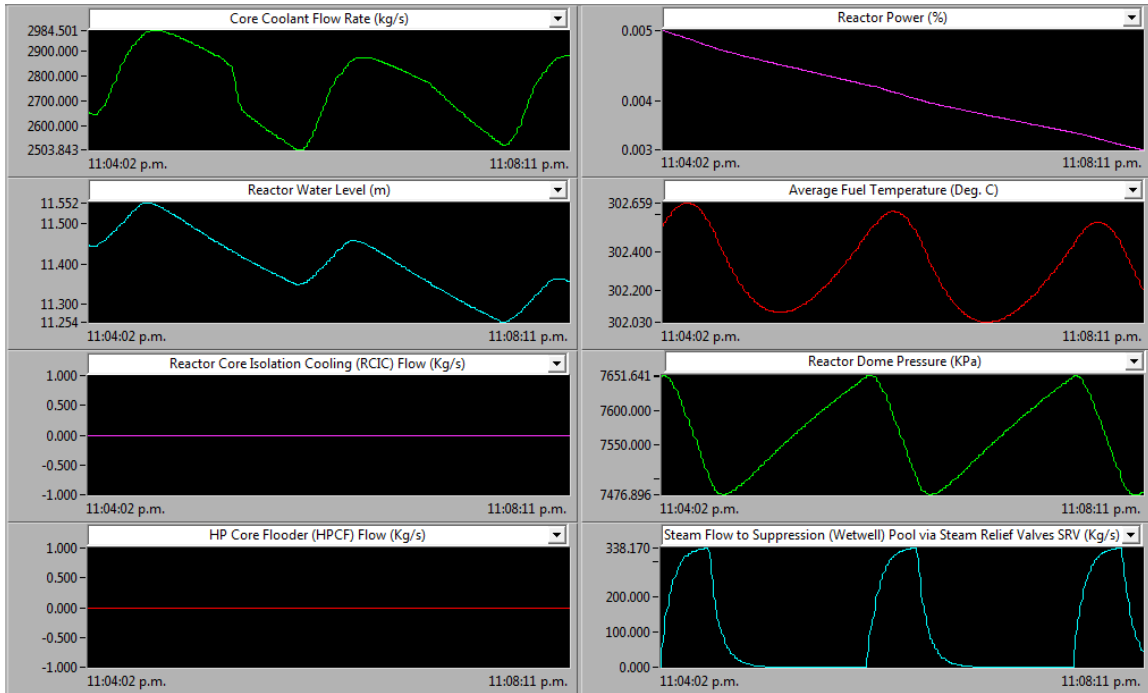
Gráfica 5-6 Reactor se estabiliza con flujo descendente en el núcleo [14]

En la Gráfica 5-6 podemos ver que enseguida se estabiliza el flujo de recirculación con un comportamiento oscilatorio descendente a la par que el nivel de agua.



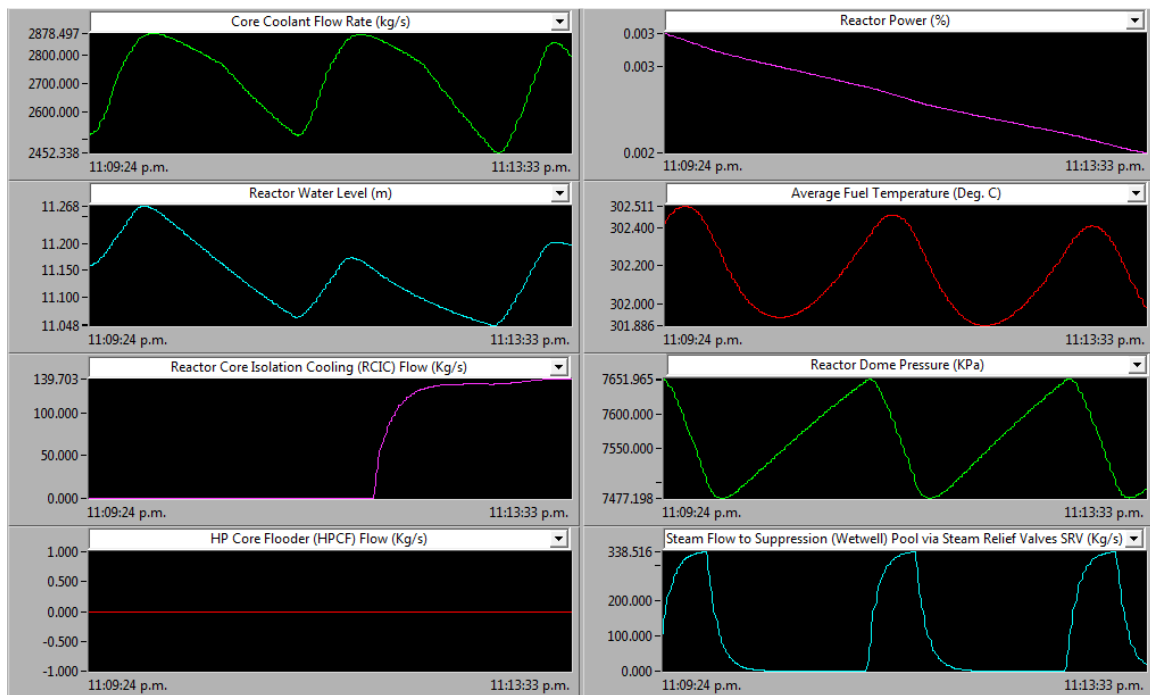
Gráfica 5-7 Estado del reactor momentos antes de la llegada del tsunami [14]

A casi 50 minutos de la señal de scram el comportamiento del reactor se ve estable y el flujo de recirculación ha dejado de descender y de nuevo se encuentra oscilando en un rango definido, como lo muestra la Gráfica 5-7. Esto es debido a que las RIP's están funcionando a muy baja potencia en este momento, por lo que ya no tienen mucho efecto en el flujo del núcleo que ocurre de manera natural.



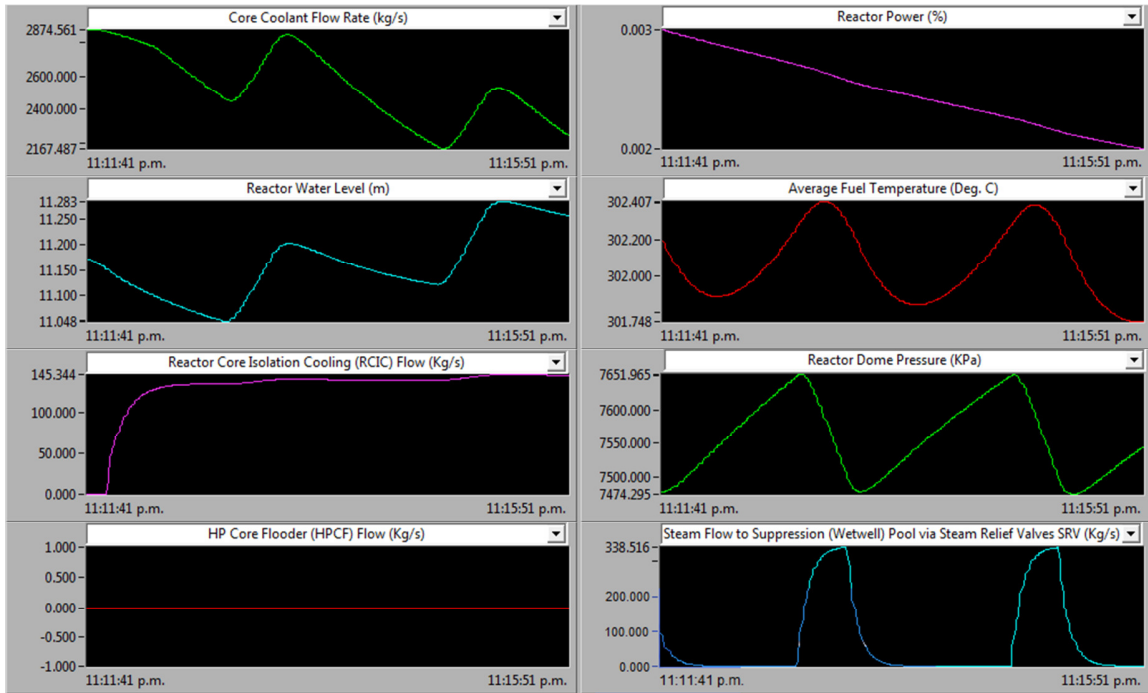
Gráfica 5-8 Estado del reactor tras la pérdida de las bombas de alimentación y las RIP's [14]

A los 50 minutos de la señal de scram se recrea la llegada del tsunami disparando las bombas de agua de alimentación y las RIP's. Sin embargo debido a los protocolos de la señal de scram ya se habían disparado las bombas de agua de alimentación y 4 RIP's, mientras que las 6 restantes habían bajado su potencia, por lo que no se ve una gran diferencia en el comportamiento del reactor, como se ve en la Gráfica 5-8.



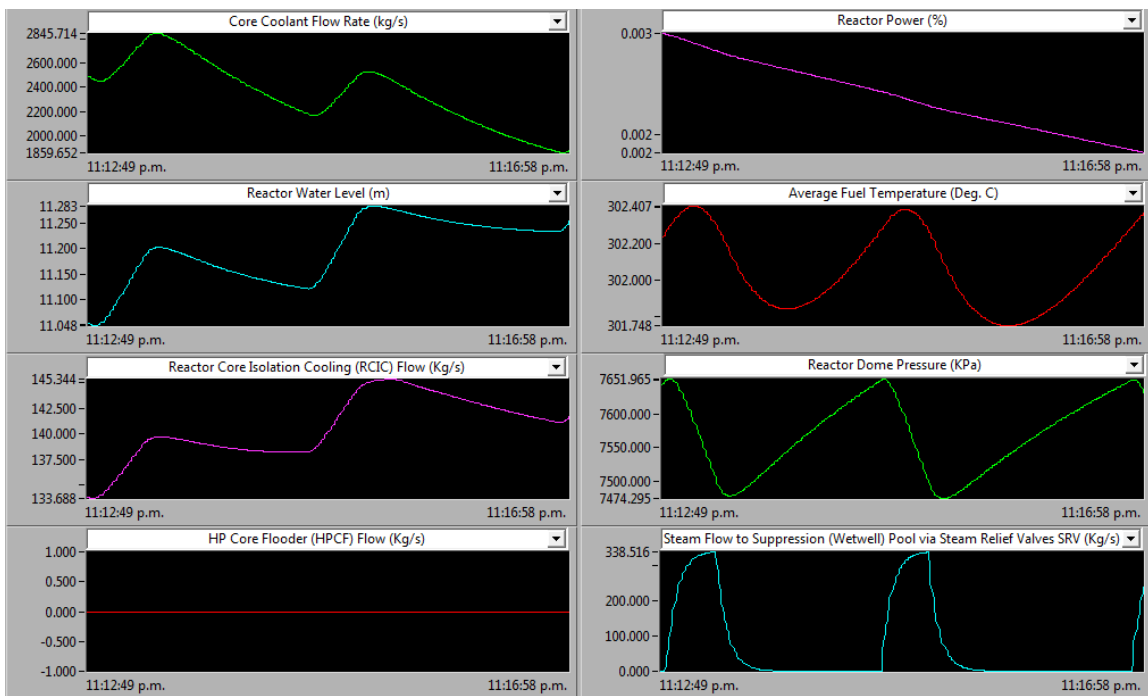
Gráfica 5-9 Entrada del sistema RCIC [14]

Como se ve en la Gráfica 5-9, tras el constante descenso en el nivel de agua del reactor, cerca de 56 minutos después de la señal de scram el nivel de agua llega hasta L2, tras lo cual se enciende el sistema RCIC para asegurar que el núcleo del reactor quede sumergido.



Gráfica 5-10 Estado del reactor tras la entrada del sistema RCIC [14]

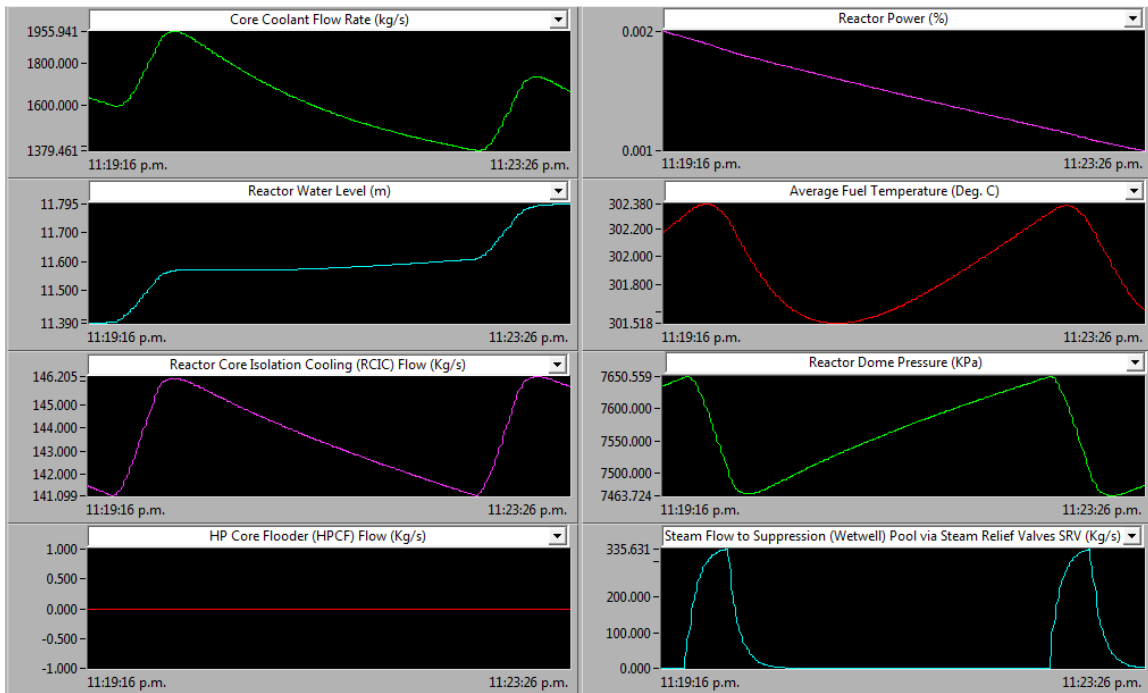
En la Gráfica 5-10 se muestra que el sistema RCIC está haciendo que el nivel de agua del reactor suba poco a poco, así que el sistema HPCF no es necesario.



Gráfica 5-11 Cambio aparente en el comportamiento del sistema RCIC [14]

El sistema RCIC aparentemente cambia su comportamiento (Gráfica 5-11), pero esto es sólo el cambio en la escala de la gráfica. En realidad desde que se enciende y llega cercano a su flujo máximo comienza a oscilar (Gráfica 5-10), pero en una escala desde cero es más difícil de apreciar.

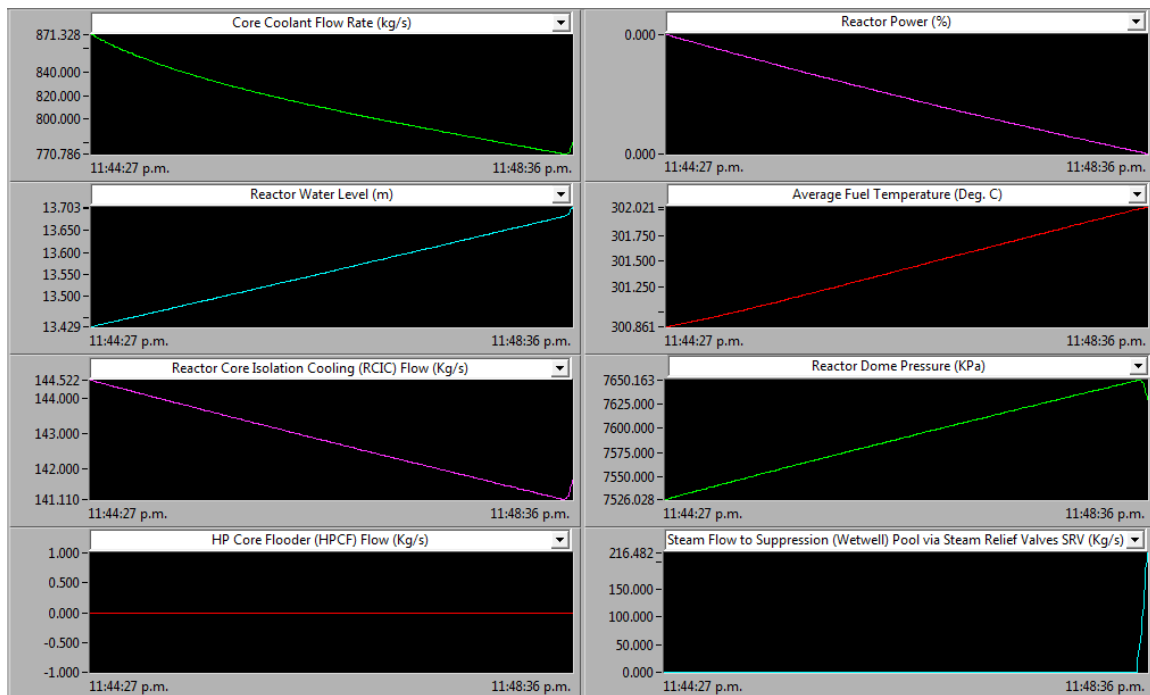
El nivel de agua continúa subiendo poco a poco gracias al RCIC.



Gráfica 5-12 El sistema RCIC se comporta de manera estable [14]

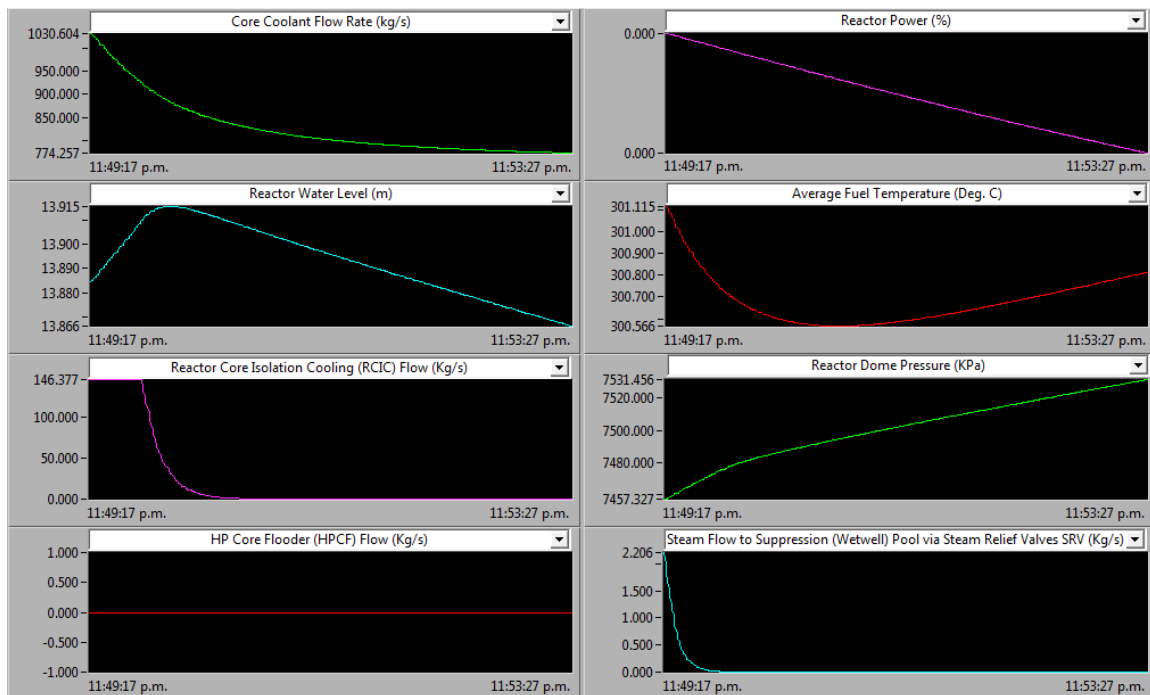
El reactor se muestra de manera estable de nuevo a los 65 minutos de la señal de scram, como se observa en la Gráfica 5-12.

El calor residual del núcleo va disminuyendo poco a poco, probablemente debido a que la vida media de algunos de los productos de fisión es bastante corta, así que ya casi no emiten energía. Como el núcleo emite menos energía, se tarda más en subir la presión de la vasija, haciendo que el periodo de oscilación crezca.



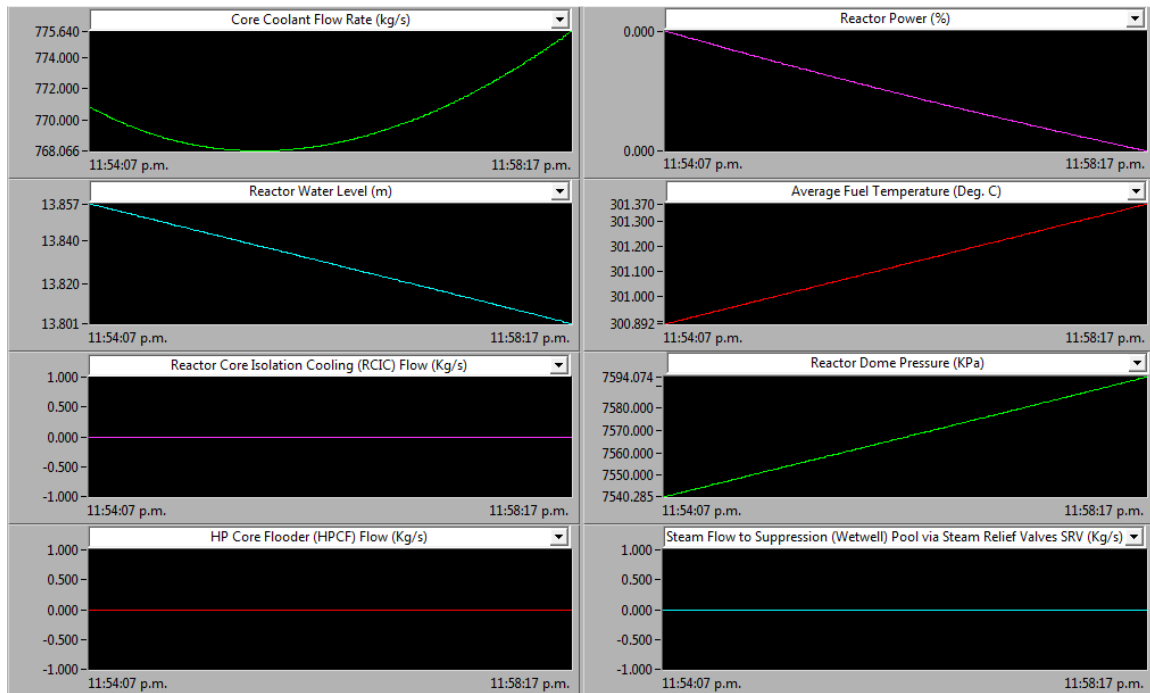
Gráfica 5-13 Las oscilaciones de todos los parámetros del reactor se van haciendo de un periodo más largo [14]

Como se ve en la Gráfica 5-13, a la hora y media de la señal de scram los parámetros del reactor oscilan con un periodo tan largo y su cambio es tan pequeño que apenas puede percibirse su oscilación en las gráficas.



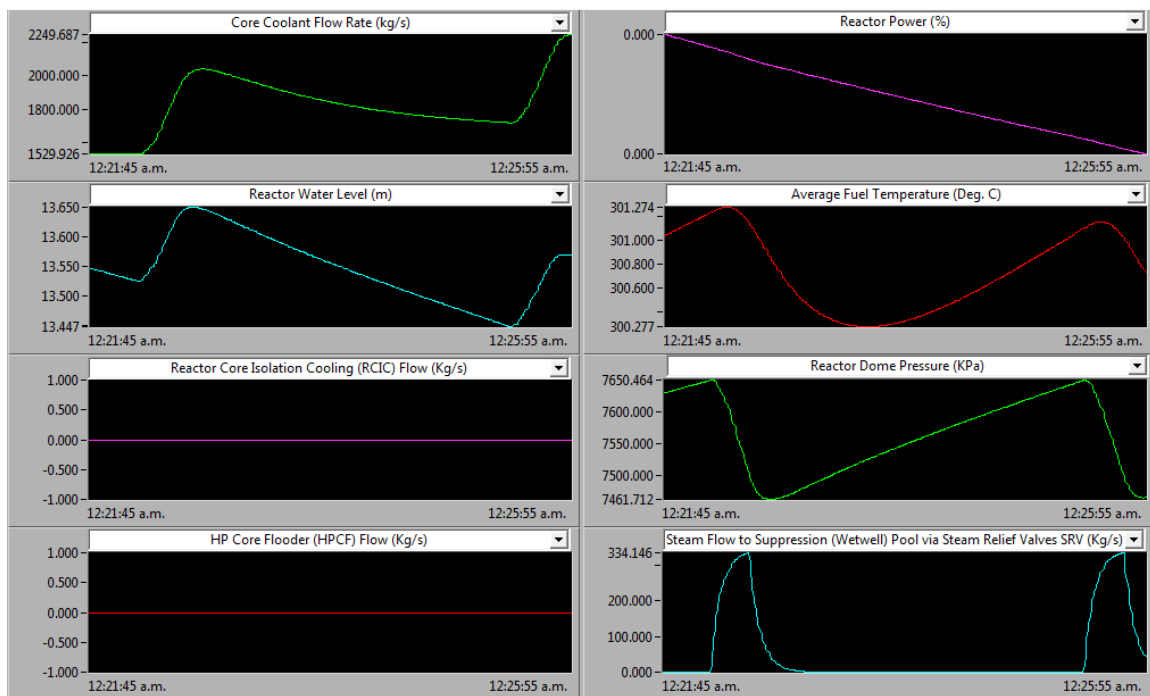
Gráfica 5-14 El sistema RCIC se apaga [14]

Aproximadamente a los 45 minutos de haberse encendido el sistema RCIC, el nivel de agua en el reactor alcanza una gran altura, por lo que éste sistema se apaga tras haber asegurado que el combustible permanezca sumergido, como se ve en la Gráfica 5-14.



Gráfica 5-15 Reactor estable tras apagar el sistema RCIC [14]

Tras haberse apagado el sistema RCIC, como se ve en la Gráfica 5-15, los parámetros del reactor se muestra sumamente estables, pero poco a poco comienzan a oscilar de nuevo.



Gráfica 5-16 Reactor vuelve a entrar en estado estable oscilatorio [14]

Finalmente, cerca de 2 horas después de la señal de scram, el reactor vuelve a entrar en un estado oscilatorio con el nivel de agua descendiendo poco a poco como se observa en la Gráfica 5-16. Este comportamiento llevará al mismo desenlace de encender el sistema RCIC, subir el nivel de agua y estabilizar el reactor, apagar el sistema RCIC y repetir el proceso indefinidamente.

El agua nunca llega a un nivel tan bajo que sea necesario usar el sistema HPCF, y las condiciones de presión, agua y temperatura se mantienen dentro de los límites seguros del reactor en todo momento.

La simulación se siguió durante un par de horas más, lo que fue suficiente para confirmar que continúa el comportamiento previsto, oscilando y con arranque y paro del sistema RCIC como fue descrito a lo largo de toda la simulación.

6. Conclusiones

En este capítulo analizaremos el alcance del simulador con respecto al accidente de la planta nucleoelectrica de Fukushima Daiichi, así como lo que hubiera pasado de presentarse en un reactor tipo ABWR.

Con respecto al alcance, mencionaremos qué evento de la Unidad 2 se quería recrear, la acción que se llevó a cabo en el simulador y el alcance de dicha acción para recrear dicho evento.

Primero ocurrió el terremoto, generando señal de scram por alta aceleración y apagando el reactor en consecuencia. Se recreó con éxito en el simulador mandando señal de scram de manera manual.

También ocurrió que el terremoto dañó las líneas de energía externa y el condensador dejándolo inutilizable, por lo que se dejó de mandar vapor al edificio donde estaban el generador y la turbina. En el simulador se recreó con éxito cerrando completamente la válvula de desvío e introduciendo la falla de aislamiento del reactor, con lo que se interrumpió completamente el flujo de vapor hacia la turbina y hacia el condensador.

Después llegó el impacto del tsunami, dejando inutilizables todas las fuentes de energía eléctrica de emergencia, por lo que se perdieron las bombas de agua de alimentación y las RIP's. Se recreó con éxito en el simulador, ya que se pudieron disparar las bombas de agua de alimentación y las RIP's. Sin embargo no tuvo mucho efecto, ya que por los protocolos de seguridad del reactor ya se habían disparado las bombas de agua de alimentación y 4 RIP's, además de que las 6 RIP's restantes estaban funcionando a muy baja potencia en el momento de la recreación del tsunami.

En el momento del impacto del tsunami en la Unidad 2 ya se encontraba encendido el sistema RCIC, pero después de tres días falló y se disparó. Este evento en particular no se pudo recrear a voluntad en el simulador, ya que aunque la llegada del nivel de agua a L2 inicia el proceso para encender el sistema RCIC, no hay manera de encender o apagar intencionalmente éste sistema dentro del simulador. Esto deja su comportamiento fuera del control del usuario, impidiendo así encenderlo antes de la llegada del tsunami o apagarlo para simular su falla tiempo después del tsunami.

Recordemos que estamos usando un simulador académico, cuyo enfoque no es la recreación de accidentes, sino el comportamiento general de la planta y algunos transitorios y fallas propuestas.

En cuanto a lo que hubiera pasado si el accidente hubiera ocurrido en un reactor tipo ABWR podemos ver en el capítulo anterior el comportamiento aproximado que hubiera tenido en los primeros momentos del accidente, que de hecho no es muy diferente de lo que realmente ocurrió en la planta.

Se intentó apagar el sistema RCIC, cerrar la válvula de vapor de su turbina o la válvula de agua de su bomba. Sin embargo, debido a las características del simulador, no es posible, por lo que no se puede simular la falla del sistema RCIC. Al dejar corriendo el simulador, continúa el comportamiento oscilatorio previsto, con arranque y paro del sistema RCIC. Tampoco están considerados en el simulador eventos como que se funda el núcleo, que se genere hidrógeno o que se dañe la vasija. Así que este simulador no nos puede mostrar los eventos que ocurrieron días después de la llegada del tsunami.

De modo que el alcance de este simulador no es suficiente para simular este accidente con todas sus características, aunque resulta una herramienta excelente para la simulación de operación normal de una planta.

Bibliografía

- [1] TANARRO SANZ, Agustín y TANARRO ONRUBIA, Agustín. Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear: Glosario de Términos. 2a. ed. Madrid : [s.n.], 2008. 549 p.
- [2] LAMARSH, John R. & BARATTA, Anthony J. Introduction to Nuclear Engineering. 3a. ed. Upper Saddle River : Prentice Hall, 2001. 783 p. ISBN: 0-201-82498-1
- [3] ¿Qué es la Energía Nucleoeléctrica? SNM. 9 de Noviembre de 2015. <http://sociedadnuclear.org.mx/wp-content/uploads/2012/02/tema-8_16feb2012.pdf>
- [4] GENERAL ELECTRIC. The ABWR Plant General Description. USA : [s.n.], 2006. [148] p.
- [5] IAEA. Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems: User Manual. Vienna : [s.n.], 2009. 120 p.
- [6] MARQUINO, Wayne. Design Characteristics and Safety Concept of ABWR. En: Joint ICTP-IAEA Training Course on Physics and Technology of Water Cooled Reactors through the Use of PC-based Simulators (2015 : Trieste). Trieste: [s.n.], 2015. [101] p.
- [7] BEARD, J. Alan. Overview of ABWR Safety Features. En: INPRO Dialogue Forum (2013 : [s.l.]). [s.l.] : [s.n.], 2013. [21] p.
- [8] PRIS-Reactor Status Report-Operational & Long-Term Shutdown-By Type. IAEA. 5 de Noviembre de 2015. <<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>>
- [9] PRIS-Reactor Status Report-Under Construction-By Type. IAEA. 5 de Noviembre de 2015. <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/UnderConstructionReactorsByType.aspx>>
- [10] PRIS-Reactor Status Report-Permanent Shutdown-By Type. IAEA. 5 de Noviembre de 2015. <<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByType.aspx>>
- [11] PRIS-Country Statistics. IAEA. 5 de Noviembre de 2015. <<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>>

- [12] Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators. Vienna. IAEA-TECDOC-995. Enero de 1998. ISSN: 1011-4289
- [13] Simulators-Nuclear Power-IAEA. IAEA. 9 de Noviembre de 2015
<<http://www.iaea.org/NuclearPower/Simulators/>>
- [14] CASSIOPEIA TECHNOLOGIES INC. IAEA Generic Boiling Water Reactor Simulator. [Ejecutable]. Canadá : [s.n.], 1994
- [15] Fukushima Accident. World Nuclear Association. 2015. <<http://www.world-nuclear.org/info/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-accident/>>
- [16] TEPCO. The Developement of and Lessons from the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. 1a ed. Japón : [s.n.], 2013. 38 p.
- [17] Foro Fukushima, Chernobyl y Three Mile Island (2011 : México). Semejanzas Y Diferencias de Laguna Verde con respecto a Fukushima [videgrabación]. [s.l.] : [s.n.], 2011. 40 min.