



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
FACULTAD DE INGENIERÍA

**Evaluación del Comportamiento de
un Reactor Nuclear ABWR por
Transitorios de Presión**

TESIS

Que para obtener el título de
Ingeniero Eléctrico Electrónico

P R E S E N T A

Misael Vilchis Martínez

DIRECTOR DE TESIS

M. en C. Edgar Salazar Salazar



Ciudad Universitaria, Cd. Mx., 2021



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

Ami madre, Claudia

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a la máxima casa de estudios, la cálida UNAM, que mediante la Facultad de Ingeniería me ha acompañado en mi formación académica, además de darme la oportunidad de conseguir este grado de licenciatura.

De igual forma doy gracias a la DGAPA que por medio del PAPIME recibí su apoyo para concluir con este trabajo de Tesis.

Doy gracias también a todas las personas que mediante su trabajo me han dado la oportunidad a mí y a muchos otros estudiantes de poder continuar con nuestros estudios.

Asimismo quiero agradecer a los profesores que me han facilitado y compartido sus conocimientos durante mi vida, muchos de ellos y ellas no sólo han sido de ayuda para mi desempeño estudiantil sino han dejado grandes lecciones en mi vida personal.

Muestro mi gratitud aquellos que me han aconsejado para poder culminar mis estudios; a compañeros y amigos con quienes además he compartido espacios para el aprendizaje, y especialmente a la familia Hurtado por su guía y tiempo.

Agradezco particularmente al profesor y director de Tesis, el M. en C. Edgar Salazar, por su confianza y compromiso para poder realizar este trabajo.

Finalmente agradezco a mi familia por darme el privilegio de seguir con mis estudios y ser un sostén incondicional durante toda mi vida.

ÍNDICE

<u>Resumen</u>	3
<u>Acrónimos</u>	3
<u>Introducción</u>	6
<u>Objetivos</u>	8

Capítulo 1

Reactor nuclear ABWR

<u>Evocativo histórico</u>	9
<u>Reactor BWR</u>	14
<u>Generaciones de reactores</u>	18
<u>Reactor ABWR</u>	22
<u>Energía nuclear en la actualidad</u>	39

Capítulo 2

Simuladores para el entrenamiento

<u>La simulación y sus fases de realización</u>	47
<u>El uso de simuladores y sus cualidades</u>	49
<u>Simulación y tipos de simuladores en Centrales Nucleares</u>	50
<u>Simuladores del OIEA</u>	53
<u>Simulación en México</u>	54

Capítulo 3

Simulador ABWR

<u>Introducción</u>	57
<u>Fundamentos del simulador</u>	60
<u>Pantallas del simulador</u>	67

Capítulo 4

Análisis de algunos transitorios del ABWR

<u>Estados y procedimientos de operación</u>	82
<u>Transitorios</u>	83
<u>Definición de los eventos transitorios y de falla en el simulador</u>	86

Capítulo 5

Resultados del simulador ABWR para transitorios de presión

<u>Método</u>	93
<u>Transitorio 1: Aumento del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el controlador de presión</u>	94
<u>Transitorio 2: Falla del transmisor de presión de la turbina</u>	98
<u>Transitorio 3: Falla de la válvula bypass en un disparo de turbina</u>	103
<u>Transitorio 4: Fractura de una línea de FW en el DW</u>	107
<u>Discusión</u>	116
<u>Conclusiones</u>	118
<u>Bibliografía</u>	120
<u>Lista de Figuras</u>	124
<u>Lista de Tablas</u>	126

RESUMEN

Los accidentes en las centrales nucleares son una realidad que no debe ignorarse, una realidad que ya se ha materializado a lo largo de la historia. Aún hoy en día no estamos exentos de este tipo de accidentes, es por eso que la seguridad y la tecnología en las centrales nucleares busca mejorarse y reinventarse continuamente. Una de las nuevas tecnologías empeladas para mejorar la seguridad de las centrales es el uso de los simuladores. Estos tienen el objetivo de entrenar a los operadores nucleares, pero también tienen fines académicos, como la docencia y la investigación. Su principal aplicación es el estudio de eventos simulados como lo son transitorios o accidentes. En este trabajo se analizaron cuatro transitorios de presión en el simulador BWR de la OIEA, el cual está basado en una central nuclear con un ABWR de 1300 MW. Los transitorios de presión estudiados son de gran importancia por las consecuencias que pueden llegar tener, como el daño en los equipos o del mismo reactor. Si bien el simulador es de uso académico, este nos permitió ver el comportamiento general de una central ABWR ante los transitorios simulados, comportamiento que resultó ser favorable en términos de seguridad.

ACRÓNIMOS

ABWR (Advanced Boiling Water Reactor): Reactor Avanzado de Agua en Ebullición.

ADS (Automatic Despressurization System): Sistema de Despresurización Automática.

AEC (Atomic Energy Commission): Comisión de Energía Atómica (CEA).

ATWS (Anticipated Transient Without Scram): Transitorio Anticipado con Fallo de la Función de Disparo.

BORAX (Boiling Water Reactor Experiment): Experimento del Reactor de Agua en Ebullición.

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

CANDU (Canadian Deuterium Uranium): Diseño canadiense de reactor de agua pesada a presión.

CFE: Comisión Federal de Electricidad.

CFS (Condensate and Feedwater System): Sistemas de Agua de Alimentación y Condensado.

CNLV: Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

CP-1 (Chicago Pile 1): Reactor nuclear CP-1.

CPS (Condensate Storage Pool): Piscina de Almacenamiento de Condensado.

CST (Condensate Storage Tank): Tanque de Almacenamiento de Condensado.

CTI (Cassiopeia Technologies Inc.): Empresa de Tecnología Cassiopeia.

DCV (Drywell Connecting Vents): Conectores de Ventilación del Pozo Seco.

DW (Drywell): Pozo Seco.

DWC (Drywell Cooling): Refrigeración del Pozo Seco.

EBR-1 (Experimental Breeder Reactor 1): Reactor Experimental Reproductor 1.

EBWR (Experimental Boiling Water Reactor): Reactor Experimental de Agua en Ebullición.

ECCS (Emergency Core Cooling System): Sistema de Emergencia para la Refrigeración del Núcleo

EHCS (Electrohydraulic Control System): Sistema de Control Electrohidráulico.

ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor): Reactor Simplificado y Económico de Agua en Ebullición.

FMCRD (Fine Motion Control Rod Drive): Mecanismo de Accionamiento de Barras de Movimiento Fino.

FPCU (Fuel Pool Cooling Clean-Up): Limpieza y Refrigeración de la Piscina de Combustible.

GE (General Electric): Compañía General Electric.

GIF (Generation IV International Forum): Foro Internacional de la Generación IV de Reactores.

HCU (Hydraulic Control Unit): Unidad de Control Hidráulico.

HPCFS (High Pressure Core Flooding System): Sistema de Inundación del Núcleo de Alta Presión.

HWR (Heavy Water Reactor): Reactor de Agua Pesada.

IAEA (International Atomic Energy Agency): Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

IC (Initial Condition): Condición Inicial.

IIE: Instituto de Investigaciones Eléctricas.

INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles): Proyecto Internacional en Innovación de Reactores Nucleares y Ciclos de Combustible.

LabVIEW (Laboratory Virtual Instrument Engineering Workbench): Programa de instrumentos ingenieriles virtuales.

LAIRN: Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares.

LD (Lower Drywell): Pozo Seco Inferior.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

LOCA (Loss of Coolant Accident): Accidente por Pérdida de Refrigerante.

LPCFS (Low Pressure Core Flooding System): Sistema de Inundación del Núcleo de Baja Presión.

LWR (Light Water Reactor): Reactor de Agua Ligera.

MITI (Ministry of International Trade and Industry): Ministerio Internacional de Comercio e Industria.

MSIV (Main Steam Isolation Valve): Válvula de Aislamiento de Vapor Principal.

MSS (Main Steam System): Sistema Principal de Vapor.

NRTS (National Reactor Testing Station): Planta Nacional de Pruebas de Reactores.

PG&E (Pacific Gas and Electric Company): Compañía de Gas y Electricidad del Pacífico.

PWR (Pressurized Water Reactor): Reactor de Agua a Presión.

RBCW (Reactor Building Cooling Water): Agua de Refrigeración del Edificio del Reactor.

RBSW (Reactor Building Service Water): Agua para Servicios del Edificio del Reactor.

RCIC (Reactor Core Isolation Cooling): Refrigeración Aislada del Núcleo del Reactor.

RHR (Residual Heat Removal): Evacuación de Calor Residual.

RIP (Reactor Internal Pump): Bombas Internas del Reactor.

RPC (Reactor Pressure Control): Control de Presión del Reactor.

RPV (Reactor Pressure Vessel): Vasija de Presión del Reactor.

RRS (Reactor Recirculation System): Sistema de Recirculación del Reactor.

RWCU (Reactor Water Clean-Up): Purificación del Agua del Reactor.

TAF (Top of Fuel): Parte superior del combustible.

TEPCO (Tokio Electric Power Company): Compañía de Energía Eléctrica de Tokio.

SCRAM (Safety Control Rod Axe Man): Disparo de emergencia del reactor.

SPCU (Supression Pool Clean-Up): Limpieza de la Piscina de Supresión.

SRV (Safety Relief Valve): Válvula de Alivio y Seguridad.

STC: Sistema de Transporte Colectivo

UD (Upper Drywell): Pozo Seco Superior.

USNRC (United States Nuclear Regulatory Comission): Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos.

VBWR (Vallecitos Boiling Water Reactor): Reactor de Agua en Ebullición Vallecitos.

WW (Wetwell): Pozo húmedo.

X-10: Reactor nuclear de grafito X-10.

INTRODUCCIÓN

Desde los tiempos de los atomistas griegos hasta los científicos de la modernidad, el concepto del átomo siempre ha resultado un universo en constante expansión y transformación. El núcleo, miembro de este sistema atómico, ha reunido a través de la historia a los estudiosos más renombrados para desentrañar más y más misterios de este corpúsculo que parecieran no tener fin. Bien es cierto que el núcleo atómico como generador eléctrico ha causado siempre polémica debido a su historia protagonizada por accidentes, como Three Mile Island, Chernóbil o Fukushima, solamente por nombrar los más conocidos mas no los únicos. Sin embargo no se debe olvidar que las centrales nucleares son de gran importancia para satisfacer la sed energética mundial, alcanzando en la actualidad una cobertura del 10% del consumo eléctrico (International Energy Agency, 2020). Fue a partir del EBR-1 en 1951, el primer reactor experimental para generar electricidad (Michal, 2001), hasta nuestros días, con los reactores llamados avanzados, que se ha tenido un importante desarrollo tecnológico que ha dado pauta a una gran variedad de centrales ya construidas y varias en planificación.

Una tercera generación de reactores, ya con algunas unidades en operación, se ha retroalimentado por las diferentes fallas y accidentes ocurridas en sus predecesores, logrando sistemas más seguros y eficientes. A este grupo pertenece el ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), un reactor que usa uranio enriquecido como combustible. El uranio al ser bombardeado con neutrones crea una reacción nuclear controlada que produce la energía térmica necesaria para generar el vapor, encargado de mover turbinas eléctricas. El objetivo de este trabajo es estudiar el comportamiento de esta tecnología al someterla a severos cambios de presión en su sistema.

Como mencionamos, las centrales nucleares han detonado accidentes que perduran en la memoria de la humanidad, gran parte de la labor ingenieril es dar soluciones para evitar que nuevos altibajos ocurran. Es por ello por lo que el Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA, International Atomic Energy Agency) ha impulsado el desarrollo de simuladores que ayuden a la mejor comprensión del funcionamiento

de los reactores (Badulescu & Lyon, 2001), haciendo posible simular fenómenos a los cuales físicamente sería imposible llevar a cabo. Uno de estos simuladores es desarrollado para el ABWR, el cual será utilizado en el desarrollo de esta tesis para recrear diferentes eventos que causan transitorios en la presión.

Actualmente la simulación se ha incorporado a nuevas formas de generar conocimiento *a posteriori*, rompiendo barreras que antes se tenía en la experimentación tradicional. En el área nuclear los simuladores son utilizados como entrenamiento para operadores nucleares o simplemente para un uso académico. En México existen ya algunos programas los cuales cobran relevancia al tener ya una central nuclear en el país.

De los eventos que pueden ser simulados son los conocidos como transitorios, estos son imprevistos que causan una alteración en el estado normal de la planta nuclear, es decir, una variación en las condiciones establecidas para su funcionamiento ordinario. El estudio de los transitorios cobra trascendencia al prevenir, pronosticar y mitigar accidentes en las centrales, por esa razón se han formado diferentes clasificaciones según su origen o consecuencias.

Este escrito está dedicado como se dijo, a analizar transitorios de presión, los cuales pueden ser causados por diferentes eventos. Entre los más importantes se tiene el disparo de la turbina o el rechazo de carga del generador eléctrico, los cuales causan un gran impacto en la presión normal del reactor. Así mismo, este estudio permitirá ampliar el entendimiento de los eventos que pudiesen acontecer en la central con reactor BWR (Boiling Water Reactor) en Veracruz.

En el capítulo uno se hace un breve recorrido histórico en el desarrollo de las diferentes tecnologías en reactores nucleares. Se muestra el avance que cada generación ha hecho respecto a la anterior, haciendo énfasis en el reactor que aquí nos incumbe. Se describe más detalladamente los sistemas del ABWR manifestando sus diferencias respecto a su ancestro directo el BWR-6. Este capítulo cierra brincando del pasado a nuestra contemporaneidad con miras al futuro, revisando el panorama mundial respecto a la energía nuclear y el reactor de estudio.

Siguiendo por el capítulo dos se muestra la importancia de la simulación para el ser humano, mostrando las ventajas y desventajas de su uso. Se aterriza en los simuladores computacionales contrastando su importancia para la tecnología nuclear actual, nombrando también algunos tipos de simuladores con los que cuenta la OIEA y los que hay en México.

Para el capítulo tres se describe el simulador a usar para el ABWR, utilizando como recurso principal el manual del simulador BWR genérico del mismo Organismo Internacional de Energía Atómica. Se ahonda en las características del programa y en los requisitos para su uso, acompañado por una descripción de las pantallas presentes en el simulador.

En el capítulo cuatro se explica brevemente los estados de operación de una planta nuclear, las circunstancias para pasar de un estado a otro, siendo una de ellas los transitorios. Se presentan algunas clasificaciones de los transitorios y accidentes, se termina el capítulo introduciendo algunos eventos predeterminados en el simulador ABWR que causan transitorios en la presión del reactor.

Por último, en el capítulo cinco se describe la metodología para recabar la información de las variables a estudiar en la central, por medio del simulador. Posteriormente el método es empleado en los diferentes eventos simulados, y finalmente se discuten los resultados obtenidos.

OBJETIVOS

- Estudiar el comportamiento de una central nuclear ABWR ante transitorios de presión.
- Analizar transitorios de presión que pueden ocurrir en una central nuclear ABWR.
- Mostrar la importancia del uso de simuladores para la seguridad de las centrales nucleares.
- Describir al simulador BWR de la OIEA y los sistemas de los reactores BWR.

CAPÍTULO 1

REACTOR NUCLEAR ABWR

Evocativo histórico

Al hacer memoria de la historia de la energía nuclear se comienza con los filósofos griegos como Leucipo y Demócrito, quienes, al preguntarse filosóficamente por la consecuencia de llegar a lo indivisible al ir partiendo una gota de agua en unidades cada vez más pequeñas, introdujeron la idea del átomo.

La palabra átomo, [pensada] por Leucipo y Demócrito, significa y señala algo indivisible, sin cortes, sin fisuras, sólido y pleno, por lo tanto, impenetrable. De este modo los átomos son concebidos con las mismas características del Uno de Parménides, pero con la diferencia de que son infinitos (Rodríguez Arriagada, 2014, p. 108).

Por otra parte, actualmente el átomo no es eso indivisible de lo que hablaban los presocráticos mencionados, un átomo está conformado por una nube de electrones y un núcleo con neutrones y protones. A lo largo del tiempo se dan nuevos hallazgos lo que implica un cambio en los conceptos y el conocimiento (Cordero et al, 2001)

Es necesario recordar a los científicos que han expandido la jerga atómica; en el siglo XIX, Wilhelm Röntgen con los rayos X, Eugen Goldstein con los rayos anódicos y Henri Becquerel, quien descubre la radiactividad, fueron quienes abrieron camino a la idea de la energía atómica. Posteriormente, en el siglo XX, otros grandes investigadores como Marie Curie, una mujer en un mundo de hombres, galardonada con el Premio Nobel dos veces (Sánchez Ron, 2011); Ernest Rutherford, Joseph Thomson, Albert Einstein, Niels Bohr, Irene Joliot-Curie, formaron parte de la construcción de la idea de energía nuclear. Hablar de ellos o de sólo uno de ellos tiene dimensiones que rebasan los objetivos de este trabajo. Es por eso que para sesgar de una forma más concreta esta pequeña narrativa histórica se comienza por referenciar el trabajo del físico nuclear italiano, Enrico Fermi.

Impulso bélico

En 1938 el gobierno italiano de Benito Mussolini promulga un conjunto de leyes raciales, esto llevó a la deportación de judíos residentes en Italia a campos de concentración nazis. En 1939 Enrico Fermi, su esposa judía y sus hijos llegan a los Estados Unidos consecuencia de estas leyes. Fermi comenzó a trabajar en la Universidad de Columbia para “[comprobar] experimentalmente la existencia del plutonio y la posibilidad de uso con fines bélicos” (Alcober Bosch, 2014, p. 53).

En diciembre de 1942, en plena Segunda Guerra Mundial, Enrico Fermi y su equipo logran poner en funcionamiento el primer reactor nuclear en una cancha de *squash* de la Universidad de Chicago. Era una pila atómica de tan solo 200W de energía llamada CP-1 (Consoli, 2019). Ese logro fue parte del trabajo del Proyecto Manhattan, un designio en manos de los militares estadounidenses que tenían como objetivo principal fabricar armas atómicas.

Menos de un año después de demostrar que la reacción de fisión en cadena podía ser sostenida y como parte del mismo proyecto Manhattan, se puso en funcionamiento el reactor X-10 en la zona de Oak Ridge. Días después el reactor empezaría a producir plutonio que era enviado a Los Álamos, donde se diseñaba la primera bomba nuclear (Gosling, 1999). El CP-1 y el X-10 únicamente fueron el comienzo para la construcción de nuevos reactores que tenían por objetivo la producción de plutonio y la experimentación de materiales. Dos años después, el 6 de agosto de 1945, con la aprobación del entonces presidente estadounidense Harry S. Truman se lanzaría la primera bomba nuclear en Hiroshima, Japón. Fue construida con uranio-235 producido en la planta de Oak Ridge. El que fue primer ministro del Reino Unido y Premio Nobel de Literatura, Winston Churchill escribiría:

Sea como fuere, nunca hubo la menor discusión de si debería usarse o no la bomba atómica. Impedir una enorme carnicería, lograr el final de la guerra, traer paz al mundo y curar las heridas de los pueblos torturados, mediante la manifestación de un poder abrumador

expresado por unas cuantas explosiones, nos parecía, después de todas nuestras fatigas y peligros, un milagro.

El 4 de julio, antes de que se hubiera efectuado la prueba, se había dado en principio el consentimiento británico para la utilización del arma. La decisión final estaba ahora en manos del presidente Truman, que era quien poseía el arma. Yo nunca dudé que la utilizaría, como nunca he dudado desde entonces que hizo bien en utilizarla. El hecho histórico, y así debe ser juzgado en los tiempos venideros, es que nunca se puso en duda si se usaría o no la bomba atómica para obligar a Japón a rendirse. Un acuerdo unánime, automático y sin titubeo reinó en nuestra mesa de conferencias, y yo ni siquiera oí la más leve sugerencia de que actuáramos de otra forma. (Como se citó en Calduch, 1991, p. 5).

Una vez que terminó la Segunda Guerra Mundial se comenzaron a proponer acuerdos para enfrentar las consecuencias del uso de la energía nuclear. Así, en noviembre de 1946, Harry S. Truman firmó la Ley de Energía Atómica, una ley para el desarrollo y control de la energía nuclear. El documento abarcaba las áreas de investigación, producción de material fisil, control de materiales, aplicaciones militares, utilización, arreglos internacionales, control de la información, patentes e inventos y la revisión judicial de la energía atómica (United States Atomic Energy Commission, 1965).

El átomo como generador eléctrico

En 1949 la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos (AEC, Atomic Energy Commission) destinó un área desértica en Idaho, donde se fundó la Planta Nacional de Pruebas de Reactores (NRTS, National Reactor Testing Station). Ahí se llevó la primera transformación de energía nuclear a energía eléctrica, en diciembre de 1951, por el reactor llamado EBR-I (Experimental Breeder Reactor 1). La electricidad generada encendió cuatro focos de 200 W que probaron el funcionamiento del sistema (Michal, 2001).

La idea de los reactores de agua en ebullición (BWR, Boiling Water Reactor) surgió de un científico de los laboratorios de la NRTS, Samuel Untermyer. Éste cuestionó la forma en que el agua de

enfriamiento usada en el reactor no se dejaba hervir o sobrecalentarse, esta tenía que ser presurizada para no afectar el comportamiento del reactor, lo que hacía menos eficiente al reactor. El funcionamiento que Untermeyer ponía en duda, ya era usado en los reactores llamados PWR (Pressurized Water Reactor). Según Patterson (1982) “se sabía que el agua que llega a hervir era más efectiva en la extracción de calor, pero se pensó que la ebullición originaría fácilmente inestabilidades en el núcleo del reactor” (p. 78). Untermeyer tenía que demostrar su hipótesis de que si el agua hervía en el núcleo del reactor, la reacción en cadena del núcleo solamente se alentaba sin causar ningún efecto fulminante. Así, con el apoyo de la AEC, empezaron los experimentos y pruebas del reactor de agua hirviendo. Fue en mayo de 1953 que se finalizó la construcción del reactor BORAX-I (Boiling Water Reactor Experiment I), con una capacidad de 1.4 MW (Stacy, 2000), probando exitosamente la viabilidad de los reactores BWR.

En 1954 se construyó el BORAX-II, con el fin de acercarse a un reactor de este tipo capaz de generar mayor energía. También se experimentaron con nuevas combinaciones de núcleo variando el enriquecimiento de uranio-235. Un año después se añadió una turbina y un generador de forma experimental, para demostrar que la contaminación radiactiva en el vapor no fuera un problema para la turbina. A este reactor modificado se le llamó BORAX-III, capaz de generar 2.3 MW de energía eléctrica. El reactor se convirtió en el primero en suministrar energía eléctrica a una ciudad entera, suministrando aproximadamente 500 kW a la región de Arco (Idaho) durante dos horas (Argonne National Laboratory, 1998).

Aquellos experimentos sirvieron para la construcción de un nuevo reactor que probaría su funcionamiento integrado a una central eléctrica la cual resolvería dudas respecto a la corrosión y erosión de los materiales, fugas y control del agua. Además se construyó para que en un principio pudiese operar con agua ligera como moderador y con un sistema de refrigeración por circulación natural, posteriormente se rediseñaría para trabajar con agua pesada como moderador y una refrigeración por circulación forzada (Touran, 2020). Esta planta entró en operación en 1956 en Illinois, alcanzando una capacidad eléctrica de 5 MW; al reactor se le llamo EBWR (Experimental Boiling Water Reactor). El Laboratorio Nacional de

Argonne (Argonne National Laboratory) decía que la planta del EBWR era un prototipo para una pequeña planta comercial (Argonne National Laboratory, 1962).

Teniendo un diseño sobre el cual basarse para futuras construcciones, la Compañía General Electric (GE, General Electric Company) con ayuda de la Compañía de Gas y Electricidad del Pacífico (PG&E, Pacific Gas and Electric Company), construyeron el primer reactor experimental con una completa inversión privada, lo llamaron VBWR (Vallecitos Boiling Water Reactor). VBWR entró en operación en 1957 en Pleasanton, California, con una potencia eléctrica de 5 MW; usando agua ligera tanto de refrigerante como de moderador (NukeWorker, 2007).

GE invirtió en investigación y desarrollo de la tecnología nuclear; ya que estaban convencidos de que la energía nuclear tendría un gran auge en los próximos años y que sería un gran negocio. Ya en 1954, antes de que el VBWR entrara en operación, la compañía ya había tomado el contrato para un proyecto mucho más grande, la Planta Nuclear de Dresden (Dresden Generating Station). En septiembre de 1959 se terminó la construcción de la primera unidad de Dresden (Dresden Unit 1) en el condado de Grundy, Illinois; alcanzando su máxima potencia eléctrica de 190 MW aproximadamente en la primavera de 1960 (United States Atomic Energy Commission, 1960).

El vicepresidente de la compañía de GE, McCune, dijo que ya sabía que el trabajo a desarrollar para producir la planta sería muy caro, particularmente el desarrollo de los elementos de combustible. Por tanto, a menos que GE obtuviera importantes negocios en el futuro, estos perderían sumas considerables en la construcción de la planta de Dresden. En el momento en que tomaron el contrato de la construcción de la planta para la Commonwealth, eran conscientes de eso. Sin embargo, tomaron la planta de Dresden porque estaban convencidos de que al hacerlo servían a los intereses de largo plazo de sus propietarios de acciones, a sus responsabilidades con el sistema de la empresa privada y al interés nacional. Su decisión de avanzar se basó en la idea de que el Congreso de los Estados Unidos quería que el desarrollo de ese tipo de tecnología fuera hecho por la industria privada (Touran, 2020).

Reactor BWR

Después de Dresden, la construcción de los reactores de agua en ebullición se consolidó y dio paso a nuevas generaciones de BWR. El ahorro de capital que tenían en su construcción a comparación de otros reactores, era un factor muy importante a considerar en la competencia del mercado. Pronto se convirtieron en una gran opción para la inversión en la energía nucleoelectrica (Patterson, 1982). Actualmente un 15% de los reactores en operación en todo el mundo son de tipo BWR, siendo la segunda tecnología más usada (International Atomic Energy Agency, 2020).

Dentro de las características técnicas más importantes y que han marcado diferencia entre modelos están: tipo de contención, ciclo de vapor y sistema de recirculación.

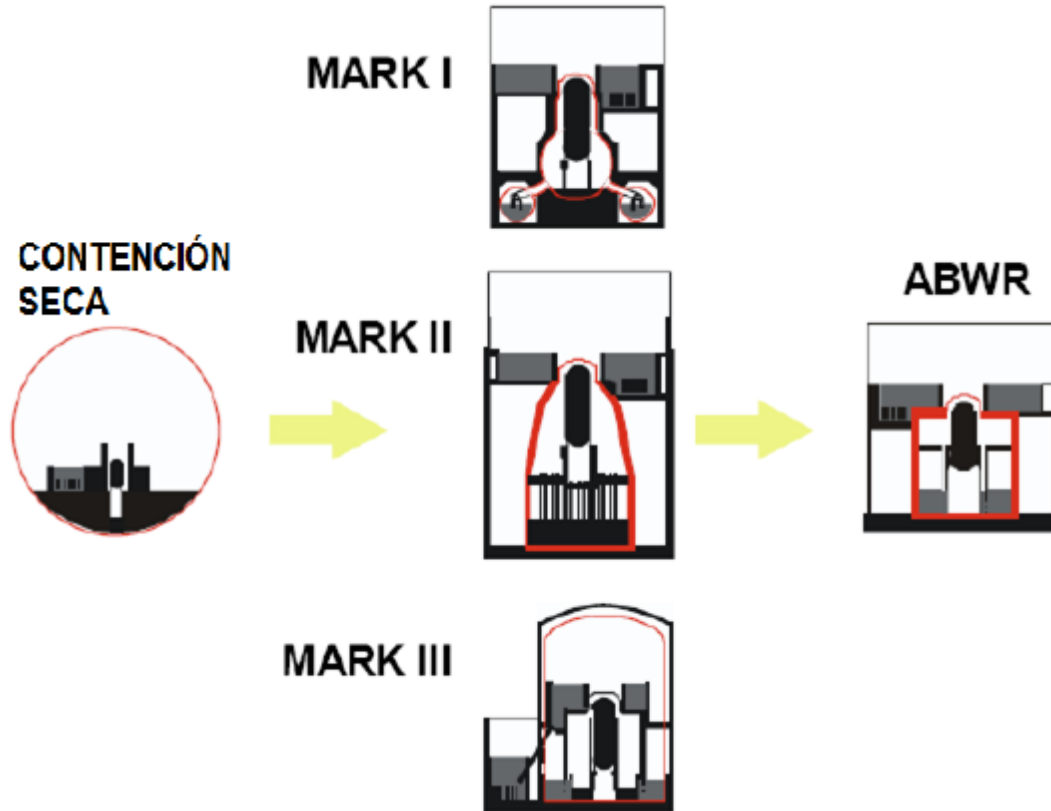
Sistemas de contención

El sistema de contención de los reactores se compone del contenedor primario, contenedor secundario, vasija y los encamisados que guarecen las pastillas de combustible. El objetivo del sistema de contención es albergar los productos de fisión que se producen en el núcleo y guarecer a cualquier persona de la radiación. El contenedor primario en un BWR resguarda al sistema que genera el vapor en la planta nuclear (García y García, 1980). Los sistemas que se han usado en los reactores de ebullición son de dos tipos: contención seca y el sistema de supresión de presión. Pertenecientes al segundo tipo tenemos a los llamados Mark. En la Figura 1 se muestran los diferentes diseños de contenedor del BWR.

Contención seca. Este sistema tiene un contenedor esférico de acero llamado pozo seco (DW, Drywell) que podía soportar presiones de hasta 446 kPa pero su diseño era más grande. Rodríguez Pérez (2006) escribió que “con el desarrollo de plantas nucleares más grandes, que implicaban un aumento del tamaño, de mejoras, así como de costos, hizo que se desechara este tipo de contención” (p. 6).

Figura 1

Sistemas de contención BWR



Nota: Imagen obtenida de (Nuclear Power Technology Development Section, 2011).

Sistema de supresión de presión. Se había planteado el caso de una rotura en alguna tubería principal dentro del DW, lo que ocasionaría la liberación de agua y vapor, aumentando de forma excesiva la presión en su interior. Así surgió la idea de este nuevo método, en donde a la parte inferior del contenedor se añadió una cámara de supresión parcialmente llena de agua.

Cuando la presión sale de los valores normales de operación, se abren las Válvulas de Alivio y Seguridad (SRV, Safety Relief Valves) y se envía parte del vapor contenido en el DW a la cámara de supresión, donde es condensado. Posteriormente la presión se normaliza y se regula la temperatura del reactor (Facultad de Ciencias Exactas y Tecnología, 2018).

Mark I. Es el primer modelo con el sistema de supresión de presión, compuesto de tres partes principales: el DW, la cámara de supresión y el sistema de venteo que conecta a las dos anteriores. El DW es de forma esférica en la parte inferior y cilíndrica en la superior, contiene a la vasija y a las tuberías de retroalimentación del reactor. La cámara de supresión es de acero en forma toroidal y contiene a la piscina de supresión en donde se ubica el agua que condensa el vapor (Conesa Pérez, 2015).

“Los inconvenientes del diseño Mark I fueron la dificultad de su construcción, [...] y su escaso margen en el interior del DW para la construcción de la tubería del sistema principal y el mantenimiento de componentes” (Castillo García, 2015, p. 12).

Mark II. El diseño buscaba arreglar problemas que presentaba su antecesor; implicaba un menor tamaño en el edificio del reactor para una construcción más simple; más volumen en el DW para un mejor acceso a las tuberías principales y a los sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo, y un sistema de venteo con una disposición más simple usando tubos rectos (Castillo García, 2015).

En esta traza el DW tiene forma de cono truncado con una terminación de cúpula elíptica; la cámara de supresión se encuentra justo por debajo del pozo, en forma de cilindro, y ambos sistemas están separados por una losa (Rodríguez Pérez, 2006).

Mark III. La contención tiene una forma más simple y eficiente lo que la hace de más sencilla de construir. Todo el sistema tiene forma cilíndrica con un gran volumen y suficiente espacio para el acceso y manejo de los equipos (Castillo García, 2015). El DW se construye con una forma capaz de soportar la presión del vapor liberado en caso de una rotura en el sistema de tuberías y para que ese vapor sea canalizado por un rebosadero y por el sistema de venteo que ahora es horizontal. La piscina de supresión con un gran volumen en forma de corona circular rodea el pedestal de la vasija del reactor. También se añade una piscina superior con varios objetivos: evitar que la radiación salga del contenedor, usarse como depósito para la operación de recarga de combustible y ser suministro de la piscina de supresión (Conesa Pérez, 2015).

Sistemas de recirculación

En los reactores BWR el refrigerante es agua natural, llamada también agua ligera. Los sistemas de recirculación se encargan de que una parte del refrigerante sea devuelto a la vasija junto con el agua proveniente del condensador. Este sistema es usado tanto para el enfriamiento como para el control de la potencia del reactor. Si se aumenta el flujo de recirculación, se aumenta el agua en el núcleo favoreciendo la moderación de los neutrones y por ende produciendo mayor radiactividad o también visto como una mayor potencia (Sánchez, 2016). Hay dos tipos de recirculación en los BWR: natural o forzada.

Natural. Este sistema es el más simple; el vapor simplemente se separa yendo a la parte superior de la vasija y el agua, por diferencia de densidad, regresa al núcleo; Rodríguez Pérez (2006) lo explica: “El impulso del agua de enfriamiento se logra por la diferencia de densidad entre la columna de la mezcla agua-vapor del núcleo [...] y la del agua subenfriada, que es la columna de agua más densa que hay [...] en la vasija” (p. 4).

Forzada. Un flujo forzado del refrigerante es capaz de variar la potencia del reactor sin tener que emplear las barras de control; esto se consigue con el uso de bombas de recirculación, bombas de chorro, válvulas de control y válvulas de corte. Las bombas de recirculación se encuentran en unos bucles externos acoplados a la vasija del reactor; éstas se encargan de aumentar la presión de descarga del refrigerante al núcleo (Carmona Cabezas, 2015).

Ciclo de vapor

El ciclo de un reactor nuclear se refiere a la forma de conexión que hay en el sistema de generación de vapor, entre las turbinas de vapor y la fuente de calor principal, es decir, el reactor nuclear. Hay dos tipos de conexiones o ciclos: ciclo directo y ciclo indirecto.

En todos los ciclos el calor se genera en el núcleo del reactor, lo que cambia en cada uno es la forma en que se genera el vapor que mueve la turbina y el proceso para llegar a la turbina.

Directo. En este caso el agua bulle en la misma vasija del reactor, después al vapor generado se le da un tratamiento, pasa por unos separadores y secadores de humedad, finalmente llega por medio de tuberías a la turbina de alta presión.

Es el ciclo más simple y no necesita soportar grandes presiones, en comparación con otros ciclos, para tener un buen rendimiento térmico. La desventaja es que debido a que la ebullición es generada en el reactor, otros equipos como la turbina y el condensador se ven afectados por la radiación que lleva el vapor; esto ocasiona gastos de mantenimiento (Rodríguez Pérez, 2006).

Indirecto. El ciclo se divide en dos circuitos: el circuito primario donde se genera el calor y el secundario donde se produce el vapor que mueve las turbinas. Las dos secciones interactúan mediante un intercambiador de calor; el circuito primario pasa su energía al secundario, haciendo que el agua que circula allí se evapore (García y García, 1980).

La ventaja de este ciclo es que la respuesta a cambios en las condiciones de operación es mejor y se logra evitar la circulación de isótopos radiactivos en las demás partes del sistema. La desventaja es que el rendimiento térmico baja y los costos se incrementan al incluir más elementos en el ciclo (Collier, 1992).

Generaciones de reactores

La tecnología y la ciencia han estado en constante desarrollo, lo que a su vez trae cambios en la sociedad, Kuhn (1957) dice que: “Toda innovación fundamental dentro de una especialidad científica transforma inevitablemente las ciencias colindantes y, de forma algo más lenta, los mundos del filósofo y del hombre cultivado” (p. 297). Un paradigma en el área de la energía ha sido causa de la creación de los reactores nucleares y su constante especialización en las últimas décadas. Se han logrado mejoras en seguridad, eficiencia y ahora quizá, estamos a la espera de un nuevo paradigma que reinvente la forma de usar la energía nuclear.

El progreso de la tecnología en reactores se ha clasificado en generaciones delimitadas por periodos de tiempo, que abarcan desde los primeros prototipos y experimentos de reactores hasta los que aún están en promesa de construcción. En los reactores de ebullición se ha generado una diversidad de diseños que conservan dos principios fundamentales: uno es el uso de agua como moderador y refrigerante, el otro es que el vapor es generado directamente en el núcleo del reactor. Los diseños se han ido modificando y mejorado; podemos clasificarlos por su temporalidad y diferenciarlos por sus características técnicas, teniendo generaciones con uno o varios tipos de reactores.

A continuación se muestran las generaciones de tecnología nuclear que han existido hasta ahora y se presentan los tipos de BWR pertenecientes a ellas. Se incluye únicamente a los tipos de reactores que caen en la clasificación de la compañía GE. Existen otros tipos de reactores dentro de cada generación que no se incluyen por manejar una sola taxonomía, como son los reactores de la empresa Westinghouse o los de la empresa Areva.

En la Tabla 1 se muestra de forma sintetizada la clasificación utilizada con algunas características técnicas de los reactores.

Generación I

Abarca las primeras plantas prototipo y experimentales que se construyeron antes de 1965. Unas tenían fines civiles, otras militares, pero todas fueron útiles para el estudio y desarrollo de las futuras generaciones. Dentro de los reactores tenemos al primero construido en una central comercial, el reactor de Shippingport en 1957; y el reactor británico Magnox que producía plutonio con fines militares (Martínez Moreno, 2017).

BWR-1. Reactores de agua en ebullición que pertenecen a esta generación son Dresden 1, Big Rock Point, Humboldt Bay y Dodewaard.

Generación II

Todas las plantas construidas con estos reactores eran con objetivos comerciales, empezaron a operar desde 1965, casi todos los reactores de esta línea surgen de los prototipos de la generación anterior. Ya desde estos tiempos la tecnología nuclear de agua ligera empieza a elegirse con mayor tendencia para su construcción (Sánchez, 2016).

En esta generación presentamos cinco tipos de reactores de agua en ebullición, algunos ejemplos de cada uno de ellos son:

BWR-2. Reactores BWR de este tipo tenemos a Oyster Creek y Niles Point 1.

BWR-3. En este tipo de BWR están el Dresden 2 y 3, Monticello 1, Pilgrim y Fukushima Dai-Ichi

BWR-4. A este pertenecen Browns Ferry 1-3 y Fukushima Dai-Ichi 2-5.

BWR-5. Algunos son La Salle 1 y 2, Nine Mile Point 2 y Laguna Verde 1 y 2.

BWR-6. De este tipo son Cofrentes, Clinton, Grand Gulf, Leibstadt y Perry.

Generación III

Presentaron mejoras notorias en cuanto a seguridad y facilidad de operación, los costos de construcción se redujeron. Algunos reactores de esta generación también se caracterizan por un aumento en la eficiencia del uso de combustible. A este tipo de reactores se les conoce como reactores avanzados; se empezaron a diseñar desde 1990, pero fue hasta 1996 que se empezaron a operar (Hylko, 2010).

ABWR. El tipo de BWR perteneciente a esta generación es el reactor avanzado de agua en ebullición (ABWR, Advanced Boiling Water Reactor); su diseño nace de la fusión de las empresas GE y Hitachi en 2007. Reactores nucleares que usan esta tecnología son los japoneses, Hamoaka 5, Shika 2 y los Kashiwasaki-Kariwa 6 y 7.

Generación III+

Un cambio dentro de la misma tercera generación, incluye sistemas de seguridad y de funcionamiento pasivos, es decir, que su activación es por medio de fenómenos naturales y se da cuando la planta sale de su operación normal sin que ningún operador u otra persona los tenga que activar (Foro de la Industria Nuclear Española, s. f.).

ESBWR. Con un diseño avanzado y pasivo, usa un sistema de recirculación natural sin ningún tipo de bombas. Hasta ahora ningún ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) está en operación ni en construcción. Ha ganado algunas licencias para implementarse y está en proceso de planeación, a saber, Fermi 3 en la estación de generación nuclear Enrico Fermi, y North Anna 3 en la estación de generación nuclear North Anna.

Generación IV

La última generación se ha contemplado que pueda implementarse para el año 2030. Existen dos iniciativas internacionales para el desarrollo e investigación de esta nueva generación: GIF (Generation IV International Forum) e INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) (Foro de la Industria Nuclear Española, s. f.).

Se han presentado algunas características novedosas como la capacidad de operar sin tener que moderar a los neutrones; materiales de refrigeración como helio, plomo, sodio, agua supercrítica y sales fundidas; un aprovechamiento a largo plazo del combustible; minimización de residuos nucleares; aumento de la vida útil del reactor, y el uso con otros fines aparte de la generación de electricidad, como la generación de hidrógeno o el uso en grandes sistemas de transporte (Martínez Moreno, 2017).

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Tabla 1

Generaciones de reactores BWR

Generación	Periodo	Modelo	Año de construcción	Ejemplos de reactor	Sistema de contención	Sistema de recirculación	Tipo de ciclo	Otras características
I	1955 a 1963	BWR-1	1960	Dresden 1, Big Rock Point, Humboldt Bay, Dodewaard	Seca y supresión de presión	Forzada y natural	Doble y directo	Bombas de recirculación externas, separación de vapor interna y primera separación de vapor interna.
		BWR-2	1963	Oyster Creek	Mark I	Forzada	Directo	Un ciclo directo de gran tamaño, bombas de recirculación con velocidad variable.
		BWR-3	1965	Dresden 2 y 3, Fukushima Dai-Ichi-1, Pilgrim 1	Mark I	Forzada	Directo	Bombas de chorro, mejora en el sistema de emergencia de enfriamiento del núcleo (ECCS) por rociado e inundación.
II	1963 a 1995	BWR-4	1966	Browns Ferry, Fukushima Dai-Ichi 2-5	Mark I y II	Forzada	Directo	Mayor densidad de potencia.
		BWR-5	1969	Laguna Verde, La Salle 1 y 2, Nine Mile Point 2	Mark II	Forzada	Directo	Válvula de control de flujo de recirculación, mejora del ECCS.
		BWR-6	1972	Cofrentes, Clinton, Grand Gulf	Mark III	Forzada	Directo	Mejora de la actuación del ECCS, en las bombas de chorro y en los separadores de vapor.
		ABWR	1996	Kashiwasaki-Kariwa 6 y 7, Hamaoka 5	Supresión de presión	Forzada	Directo	Bombas de recirculación internas, barras de control con movimiento preciso.
III+	desde 2010	ESBWR y SBWR	Sin construcciones	Fermi 3 (en planeación)	Supresión de presión	Natural	Directo	Seguridad pasiva, inundación por gravedad, sin bombas de recirculación.
IV	---	---	---	---	---	---	---	---

Nota: Datos tomados de (Ragheb, 2014).

Reactor ABWR

Su desarrollo comenzó en la década de los ochenta del siglo XX, a finales de la segunda generación de reactores, inaugurando a esta nueva generación. Como sus homólogos, tenía los propósitos de mejorar la seguridad, buscar nuevas técnicas de construcción más económicas y usar las nuevas tecnologías de la época. Teniendo esto en mente; GE, Hitachi, Toshiba y la Compañía de Energía Eléctrica de Tokio (TEPCO, Tokio Electric Power Company) empezaron el diseño del ABWR (Jiménez Lavié, 2019).

Una vez estudiada la viabilidad económica y el desarrollo ingenieril, el diseño final fue presentado por TEPCO en 1988, anunciando también la construcción de dos unidades en la central Kashiwazaki-Kariwa en Japón. El primer ABWR en comenzar su operación fue la Unidad 6 en 1996 y un año después comenzó la operación de la unidad 7. Las licencias y certificación del ABWR fueron otorgadas por la agencia del Ministerio Internacional de Comercio e Industria (MITI, Ministry of International Trade and Industry) del gobierno japonés en 1991 antes de su construcción, cosa que nunca había pasado, y después en 1997 por la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (USNRC, United States Nuclear Regulatory Commission). Las nuevas unidades nucleares cambiaron la manera en que se construía una central; tanto la forma de diseñar un reactor como en el proceso para adquirir una licencia (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

En cuanto a la certificación, el ABWR ha sido revisado y aprobado en tres países; Japón, los Estados Unidos y Taiwán. En sus licencias, la USNRC documenta que el ABWR ha sido diseñado para evitar completamente la liberación de material radiactivo al exterior en caso de un accidente severo.

Respecto a la construcción de las unidades, se ha usado la tecnología para prediseñar las instalaciones en un modelador 3D llamado POWRTRAK, lo que se ha reflejado en menores tiempos y costos de construcción. Así el ABWR fue el primer reactor en tener licencia y diseño antes de su construcción, véase la Figura 2.

Figura 2

Vasija de presión del reactor ABWR



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Cambio a una nueva generación

El diseño del reactor de agua en ebullición de la generación llamada avanzada está dispuesto para generar una potencia que va desde los 1350 a los 1460 MW eléctricos con una eficiencia del 34 al 35% (GE Hitachi Nuclear Energy, 2010).

Los cambios más notables respecto a su antecesor, el BWR-6 son: cambio en el sistema de recirculación, pasando de dos bucles externos de recirculación con bombas de chorro a bombas al interior

de la vasija. Este nuevo sistema evita largos flujos de recirculación por tuberías y hace más pequeña la red del Sistema de Emergencia para la Refrigeración del Núcleo (ECCS, Emergency Core Cooling System).

El ECCS tiene como objetivo principal evitar el sobrecalentamiento del núcleo, refrigerándolo en caso de un accidente, permitiendo así apagar el reactor de forma segura. Anteriormente el BWR estaba conformado por dos subsistemas independientes que cumplían con el objetivo principal del ECCS; en el reactor avanzado se tiene un subsistema más, que de igual forma es autónomo a los otros dos.

Se mejoraron los sistemas de seguridad, lo cual se refleja en una menor frecuencia de daño calculado al núcleo y en una mayor capacidad para mitigar los accidentes. Uno de los sistemas de seguridad que mejoraron fueron los mecanismos de las barras de control; éstos adquirieron un Mecanismo de Accionamiento de Barras de Movimiento Fino (FMCRD, Fine Motion Control Rod Drive). Esto permite una mejor respuesta a los Transitorios Anticipados con Fallo de la Función de Disparo (ATWS, Anticipated Transient Without Scram), ya que el sistema hidráulico que se tenía antes se complementa con un motor eléctrico, dando mayor precisión en el ajuste de la posición de las barras.

Otro progreso respecto al BWR-6 fue en el sistema de contención; en los anteriores sistemas de contención, llamados Marks, se usa un sistema de supresión de presión. El ABWR continua con el mismo sistema, con los mismos elementos de base, DW y cámara de supresión; pero el contraste con el Mark III es que el edificio de contención es comparativamente mucho menor y con mayor espacio para el mantenimiento y operación del reactor. Esta economía de espacio es debido principalmente a la eliminación del sistema de recirculación externo. Además, sabiéndose que la formación de hidrógeno era una amenaza para la planta, por poder llegar a causar un incendio o una explosión, en el ABWR se implementó un sistema que elimina el peligro al liberar nitrógeno.

Ésas son algunas de las características a resaltar que diferencian al reactor avanzado con sus ancestros BWR. En la Tabla 2 se muestra de forma más concreta estas y otras características que comparan ambos reactores de ebullición.

Tabla 2

Comparación del ABWR con el BWR-6

Característica	BWR-6	ABWR
Sistema de recirculación	Dos bucles externos con bombas de chorro	Bombas internas
Ajuste de las barras de control	Pistones hidráulicos	Electrohidráulicas (FMCRD)
ECCS	2 subsistemas	3 subsistemas
Vasija	Placas soldadas	Anillos forjados
Contención primaria	Mark III	Avanzada: compacta y ordenada
Control e instrumentación	Analógica, cableado y unicanal	Digital, fibra óptica y multicanal
Sala de control	Operador basado en tareas	Basado en el sistema
Limpieza de agua	1%	2%

Nota: Datos tomados de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Sistemas del reactor

Cualquier Reactor de Agua Ligera (LWR, Light Water Reactor), ya sea PWR o BWR, utilizan de combustible uranio-235 enriquecido al 2 o 3% y como refrigerante y moderador agua ligera (H₂O); a ésta se le llama así para diferenciarla del agua pesada (D₂O) usada en otro tipo de reactores (García y García, 1980). Los elementos de combustible son paquetes de barras que contienen las pastillas de combustible de dióxido de uranio (UO₂).

El proceso general para que cualquier reactor de tipo BWR genere electricidad es el siguiente: el agua (a una presión mucho menor en comparación a los PWR) se hace pasar al núcleo, y el calor liberado por las reacciones atómicas en el núcleo del reactor evaporan aproximadamente un 10% de esa agua. El agua líquida regresa a la parte inferior del núcleo mientras que el vapor sube a un sistema que le da el tratamiento adecuado para que pueda ser ingresado a unas turbinas de vapor. El vapor que se utiliza en las turbinas pasa a un condensador y luego regresa a la vasija del reactor para seguir el mismo ciclo (Collier, 1992).

Vasija. La Vasija de Presión del Reactor (RPV, Reactor Pressure Vessel) es un contenedor hermético diseñado para resistir la presión interna del refrigerante, forma parte del sistema de contención.

En ella se encuentra el núcleo, con los ensambles del combustible, las barras de control, el separador y secador de vapor (Jiménez Lavié, 2019). La RPV cuenta con las perforaciones necesarias para el paso de las barras de control y para permitir el acople de tuberías donde fluye el refrigerante.

En comparación con la vasija de los BWR anteriores, la altura de la RPV de 21 m decrece y el diámetro de 7.4 m crece debido a un aumento en el espesor de las paredes. Se añade una boquilla que limita el flujo de salida del vapor que ayuda a la detección de roturas (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007). Se eliminan las conexiones de las tuberías debajo del núcleo mayores a 5 cm de diámetro al quitar los lazos de recirculación externos, logrando evitar más del 50% de las soldaduras anteriores. La vasija de 174 mm de espesor, aproximadamente, está forjada por cuatro anillos de acero de baja aleación y recubierta por materiales anticorrosivos en su interior (Gómez et al., 2005).

Separador de vapor. El separador dentro de la vasija del reactor es un elemento propio de los BWR, sirve para separar la mezcla agua-vapor por medios físicos. Para hacer la separación de la mezcla se le hace pasar por un medio centrífugo, donde el agua (más densa que el vapor) sale de forma descendente del sistema, mientras que el vapor asciende por el mismo, hasta llegar al secador de vapor (Tanarro y Tanarro, 2008).

La base del separador de vapor posa en la parte superior de la cubierta del núcleo y sobre ella se ubican el conjunto de tubos verticales que conforman el separador. Todos los tubos están atornillados con unos pernos largos para su fácil extracción, y cada uno de ellos tiene tres etapas de separación que emplean la fuerza centrífuga para su misión (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

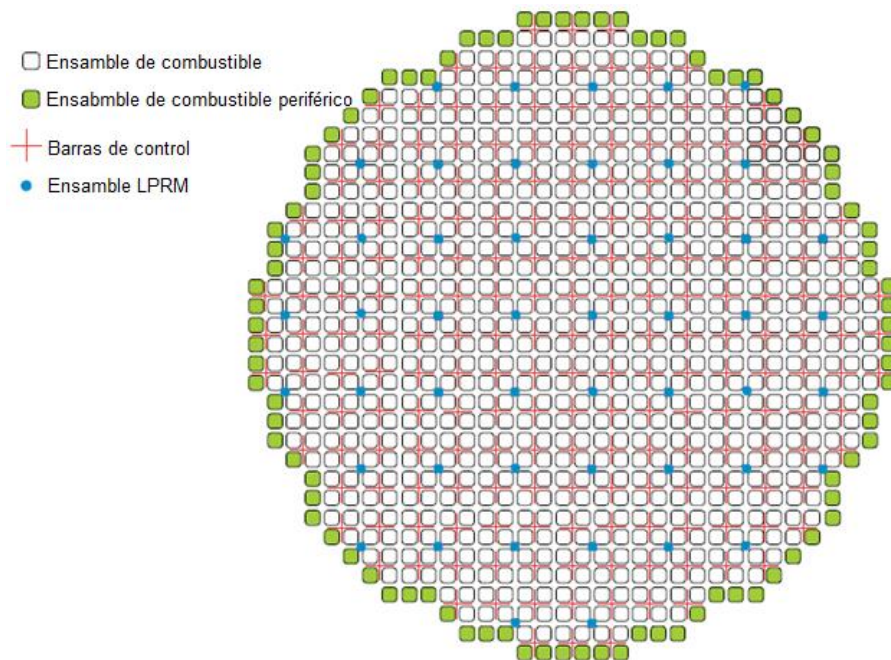
Secador de vapor. Separada la mezcla agua-vapor, el vapor resultante aún conserva cierto porcentaje de humedad que tiene que reducirse lo más posible. El secador nos permite eliminar casi por completo la humedad del vapor, dándole la calidad necesaria para evitar que afecte a otros componentes de la central. El vapor de salida se acumula en la parte superior de la estructura hasta hacerse fluir hacia las turbinas (Hambric et al., 2016).

Los secadores sustraen las partículas restantes de agua llevando al vapor húmedo por trayectorias con cambios bruscos de dirección (Escorcía Ortiz, 2016). Todo el conjunto es una sola estructura que alberga varios bancos de unidades secadoras. Su montaje está diseñado para sacarlo de la vasija como una sola unidad integrada.

Núcleo. El núcleo se encuentra dentro de la vasija y es la zona del reactor en donde se producen las reacciones nucleares y exotérmicas para generar vapor. El refrigerante y moderador fluyen desde la parte inferior de la vasija a través de todo el núcleo de forma ascendente. Tiene una configuración cilíndrica vertical mostrada en la Figura 3; contiene 872 ensambles de combustible, 205 barras de control, ensambles de combustible periféricos y otros componentes de monitoreo. Su altura es de 3.71 m y su diámetro de 5.16 m, su potencia térmica es de 3926 MW y su densidad de potencia es de 50.6 kW/L un poco mayor a la de los anteriores BWR y casi la mitad que la de los PWR (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Figura 3

Configuración del núcleo ABWR



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Combustible. El elemento más usado como material combustible es el uranio. En estado natural el uranio no es potencialmente radiactivo; se le encuentra en una mezcla de tres isótopos con diferentes concentraciones, ^{234}U (0.02%), ^{235}U (0.7%) y ^{238}U (99.28%). Los minerales de uranio encontrados en la corteza terrestre pueden ser de alta calidad, con una concentración de uranio que va del 1 al 4%, de media calidad que contienen del 0.1 al 0.5% de uranio y de baja calidad teniendo porcentajes de uranio menores al 0.1%. La mayoría de los reactores utilizan uranio enriquecido; esto quiere decir que gran parte del uranio natural debe someterse a procesos físicos y químicos para aumentar la concentración del único isótopo fértil de uranio, el ^{235}U (Foro Nuclear, 2020). Otros materiales combustibles son el Plutonio y el ^{233}U .

La central nucleoelectrónica, el lugar en donde se genera energía eléctrica a partir de combustible nuclear, es solo una de las varias instalaciones que forman parte del ciclo del combustible. El ciclo comienza en los yacimientos de uranio, en donde se extrae; después es enviado a una planta de materiales para obtener uranio en forma de nitrato o de hexafluoruro; posteriormente parte del material obtenido es enriquecido; luego, para la fabricación de los elementos combustibles, al uranio se le da forma metálica, de dióxido o de carburo. Después de haber sido usado en el reactor, el combustible tiene que dejarse enfriar hasta ser posible la recuperación del uranio y plutonio; finalmente los productos de fisión son almacenados u otros pueden ser reciclados (Glasstone y Sesonske, 1990).

El combustible que usa el ABWR es UO_2 , un material cerámico que tiene las ventajas de ser estable a altas temperaturas, resistente a la irradiación y, algo muy importante en los LWR, no es reactivo al agua. El enriquecimiento inicial del combustible va desde el 1.7 al 3.2%, después, en la primera recarga se puede usar combustible GE14, que tiene un enriquecimiento aproximado del 4.2%. También puede usarse $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ como combustible con veneno (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

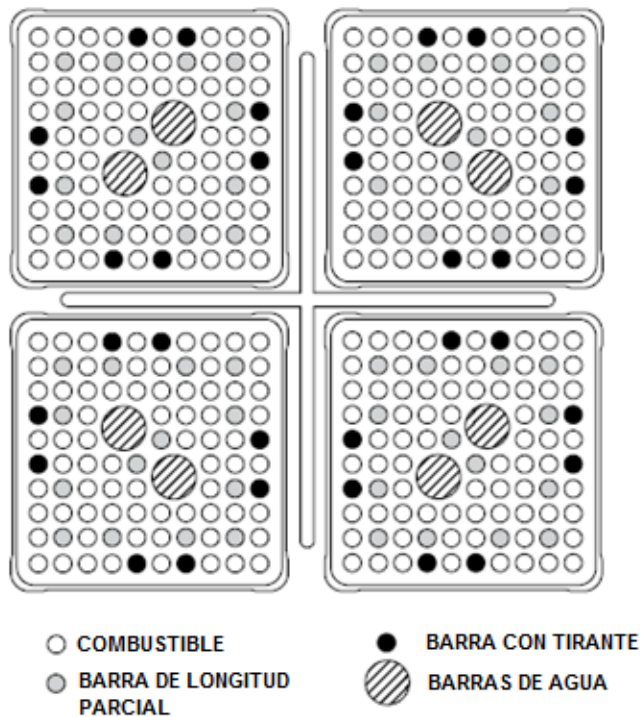
El UO_2 se encuentra en forma de pequeños cilindros de 15 mm de longitud aproximadamente que son colocados dentro de unos tubos metálicos llamados encamisados o vainas (García y García, 1980). Los encamisados deben ser capaces de soportar la temperatura y la radiación del combustible y del refrigerante, el material de las vainas del ABWR es el Zircaloy-2. Éste es más caro que el acero inoxidable, pero reduce

el material fisible en el núcleo (Glasstone y Sesonske, 1990). Los encamisados junto con los elementos de combustible forman las barras de combustible que tienen un diámetro de 12.3 mm y una altura de 3.6 m.

Estas barras de combustible son parte de un arreglo matricial de 10 x 10 que se conoce como ensamble de combustible, como se ve en la Figura 4. En el reactor se tienen 872 ensambles de combustible y cada uno está conformado por 78 barras de combustible, 14 barras de longitud parcial y dos barras de agua. Las barras de longitud parcial se introducen para mayor estabilidad termo-hidráulica y de moderación; su largo es aproximadamente dos tercios del de las barras de combustible. Las dos barras de agua se ubican en el centro del ensamble para tener una mayor moderación; éstas reemplazan el espacio de ocho barras de combustible (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Figura 4

Arreglo matricial del ensamble de combustible



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Moderador. Los moderadores son materiales dispuestos en el núcleo para reducir la energía cinética de los neutrones liberados en la fisión, pasando de neutrones rápidos a neutrones térmicos. Los neutrones con menor energía cinética tienen una mayor probabilidad de fisiónar con el ^{235}U . Las condiciones buscadas en un moderador son: número másico pequeño o similar a la del neutrón, tener una baja sección eficaz de absorción y una alta sección eficaz de dispersión (Glasstone y Sesonske, 1990).

La sección eficaz de absorción es la magnitud que mide la probabilidad de que un neutrón incidente sea absorbido por un núcleo; esta magnitud depende fundamentalmente del núcleo y de la energía del neutrón incidente. La sección eficaz de dispersión es la magnitud que mide la probabilidad de que un neutrón incidente tenga una reacción de dispersión en un núcleo (Tanarro y Tanarro, 2008).

En el ABWR se usa agua ligera como moderador. El H_2O tiene una alta sección eficaz de absorción; es por eso que para llegar a la criticidad el combustible tiene que enriquecerse, además el agua usada tiene que estar libre de impurezas para minimizar los efectos de corrosión y evitar la radiación del moderador. Otros moderadores usados en reactores son agua pesada, hidrocarburos, berilio y carbono (Glasstone y Sesonske, 1990).

Barras de control. Las barras tienen la capacidad de absorber los neutrones dentro del núcleo con la cualidad de poder controlar la reactividad y potencia del reactor. También tienen la función de apagar el reactor en respuesta a las señales de protección del mismo o por el disparo de emergencia del reactor (SCRAM, Safety Control Rod Axe Man) según lo requiera el operador (Tanarro y Tanarro, 2008).

Las barras del ABWR son de acero inoxidable y carburo de boro (B_4C); adicionalmente puede agregarse hafnio (Hf) en las zonas de quemado más altas. En su corte transversal se tiene una forma de cruz, donde cada cuadrante está ocupado por un ensamble de combustible. Su entrada es por la parte inferior de la vasija de forma vertical (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007). El mecanismo de movimiento en funcionamiento normal del reactor es por control FMCRD, accionado por un motor eléctrico que permite manipular las barras con una precisión de 2 cm. En caso de necesitar introducirse completamente se hace

por medio de la Unidad de Control Hidráulico (HCU, Hydraulic Control Unit) debido a su mayor potencia de accionamiento, además cuenta con el respaldo del motor eléctrico (Gómez et al., 2005).

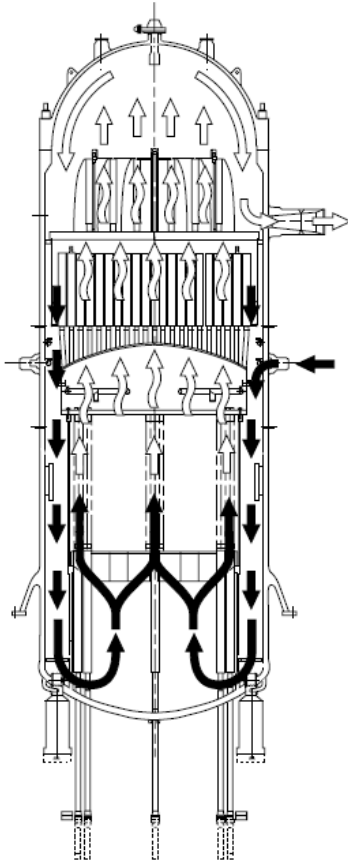
Sistema de recirculación. Los objetivos del Sistema de Recirculación del Reactor (RRS, Reactor Recirculation System) son hacer circular el refrigerante por el combustible para la transferencia de energía, generando así vapor, y controlar la potencia del reactor cambiando el flujo de recirculación por medio de las bombas (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Ya se había mencionado que el refrigerante en todos los reactores LWR es agua natural y que el sistema de recirculación en la mayoría de los BWR es de circulación forzada, lo mismo ocurre en la versión avanzada. También se vio que la diferencia entre los modelos anteriores y el ABWR era la eliminación y reemplazo de las bombas jet y de todo el sistema externo, esto es, bombas y tuberías externas, por 10 Bombas de Internas del Reactor (RIP, Reactor Internal Pumps). Como consecuencia se tiene más espacio en el contenedor primario del reactor, aumento en la eficiencia del ciclo y disminución en el mantenimiento el RRS (Gómez et al., 2005).

Las RIP dan la fuerza necesaria para la circulación del refrigerante por el núcleo; están ubicadas en la parte inferior de la vasija. En la Figura 5 se observan los flujos existentes en este sistema; el agua pasa por los haces de combustible, una parte de ella sube a los separadores y secadores de vapor y luego se une al agua de alimentación para bajar y recircular al núcleo. Además las bombas son capaces de regular la potencia del reactor en un rango del 70 al 100 por ciento.

Figura 5

Flujos del sistema de recirculación



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Refrigerante. La mayor parte de la energía liberada en la fisión es en forma de calor, por lo que se debe de tener mucho cuidado en la elección del refrigerante de cada reactor. Según Glasstone y Sesonske (1990), el refrigerante debe tener las siguientes propiedades:

Buenas propiedades térmicas, es decir, calor específico y conductividad térmica elevados; poca demanda de potencia para bombeo; punto de fusión bajo y punto de ebullición elevado; estabilidad al calor y a las radiaciones; características convenientes de corrosión en el sistema considerado; pequeña sección eficaz de captura neutrónica; ausencia de peligrosidad, incluyendo niveles bajos de radiactividad inducida; bajo costo. (p. 442)

Cualquier refrigerante sacrifica ciertas características por poseer otras; así es el caso del agua. El refrigerante del ABWR tiene como desventajas una alta sección eficaz de absorción, ser corrosivo en metales y un bajo punto de ebullición; entre las ventajas que tiene es su bajo costo, el uso doble como refrigerante y como moderador, un calor específico alto, y que no se requiere mucha potencia para su bombeo.

Sistema principal de vapor. El Sistema Principal de Vapor (MSS, Main Steam System) es un conjunto de tuberías y válvulas diseñadas para dirigir el flujo del vapor generado dentro de la vasija hacia la turbina principal de la central. El ABWR tiene cuatro líneas principales de vapor con tuberías de 71 cm; van desde las boquillas de salida de la vasija, pasan por la contención primaria del reactor y llegan a la entrada de vapor de la turbina. En cada línea principal se instalan dos Válvulas de Aislamiento de Vapor Principales (MSIV, Main Steam Isolation Valves) una dentro de la contención y otra fuera. Su función principal es aislar la contención primaria al recibir una señal de cierre, para limitar las pérdidas del refrigerante o evitar la liberación de radiación al exterior (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

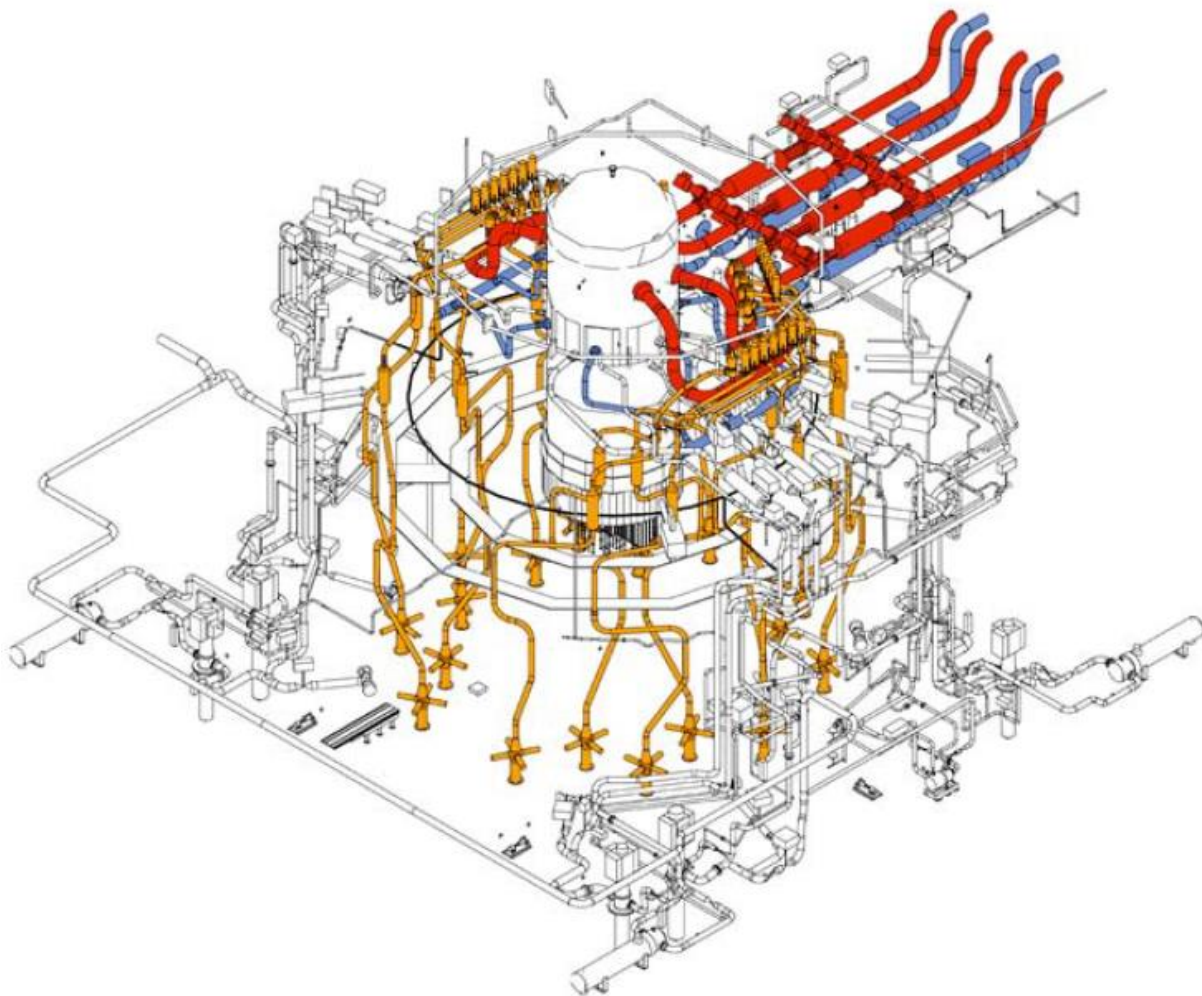
Además de las MSIV hay instaladas 18 SRV; se ubican entre la RPV y antes de las MSIV interiores. Tienen la capacidad de mantener la presión correcta en el sistema y su función principal es evitar la sobrepresurización. Tienen tres sistemas de activación: por un resorte que se abre automáticamente por la presión a la entrada; por un actuador neumático al recibir una señal de otra válvula llamada válvula solenoide (ésta forma parte del mecanismo de cada RPV), y por el Sistema de Despresurización Automática (ADS, Automatic Depressurization System), que se abren manual o automáticamente al presentarse un Accidente por Pérdida de Refrigerante (LOCA, Loss of Coolant Accident). Cada SRV tiene una línea de descarga debajo de la superficie de la piscina de supresión (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Sistema de agua de alimentación y condensado. El Sistema de Agua de Alimentación y Condensado (CFS, Condensate and Feedwater System) se encarga de darle la temperatura y presión requerida al flujo de agua de alimentación y hacerlo llegar a la vasija. Las bombas de condensado hacen circular el agua del condensador hacia calentadores de baja presión y después por calentadores de alta

presión; posteriormente se manda a través de dos tuberías de 56 cm que atraviesan la contención primaria; finalmente cada línea se subdivide en tres tuberías de 30 cm que hacen entrar el agua de alimentación a la vasija para poder generar el vapor (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007). En la Figura 6 se tiene el sistema de vapor principal con el flujo por las SRV y el sistema de agua de alimentación.

Figura 6

Líneas del sistema de vapor principal, de las SRV y del agua de alimentación



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007). Al sistema en color rojo le corresponde el sistema de vapor principal, al anaranjado el sistema de las SRV y al azul el sistema de agua de alimentación.

Sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo. El ECCS es el respaldo del sistema de recirculación. En caso de detrimento o imposibilidad del RRS, el ECCS se encarga de refrigerar al núcleo para disminuir los daños en el combustible y aportar el absorbente neutrónico necesario para asegurar un margen de parada aceptable (Tanarro y Tanarro, 2008).

El ABWR cuenta con tres redes diferentes e independientes del ECCS; cada red tiene una configuración de alta presión y uno de baja presión. En la de alta presión hay dos subsistemas: uno por el Sistema de Inundación del Núcleo de Alta Presión (HPCFS, High Pressure Core Flooding System), que impulsa el flujo de agua tomada de la Piscina de Almacenamiento de Condensado (CPS, Condensate Storage Pool) con dos motores en líneas diferentes; el segundo mediante del sistema de Refrigeración Aislada del Núcleo del Reactor (RCIC, Reactor Core Isolation Cooling), accionado por turbinas de vapor, uniendo el flujo del refrigerante proveniente del Tanque de Almacenamiento de Condensado (CST, Condensate Storage Tank) o de la piscina de supresión hacia la línea de agua de alimentación. En la configuración de baja presión se utilizan tres bombas para la Evacuación de Calor Residual (RHR, Residual Heat Removal) por el Sistema de Inundación del Núcleo de Baja Presión (LPCFS, Low Pressure Core Flooding System) después de un LOCA. El agua para LPCFS proviene de la piscina de supresión (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

El ADS también forma parte del ECCS; se puede activar cuando la configuración de alta presión no está disponible y hay pérdidas pequeñas del refrigerante. El ADS despresuriza la RPV descargando el vapor en la alberca de supresión.

Sistemas auxiliares. Dentro del ámbito de los sistemas nucleares existen otros aparte de los ya descritos; a todos ellos se les conoce como sistemas auxiliares y son seis, a saber, el sistema de Purificación del Agua del Reactor (RWCU, Reactor Water Clean-Up), el sistema de Limpieza y Refrigeración de la Piscina de Combustible (FPCU, Fuel Pool Cooling Clean-Up), el sistema de Limpieza de la Piscina de Supresión (SPCU, Suppression Pool Clean-Up), el sistema de Agua de Enfriamiento del Edificio del Reactor (RBCW, Reactor Building Cooling Water), el sistema de Agua para Servicios del Edificio del

Reactor (RBSW, Reactor Building Service Water) y el sistema de Refrigeración del DW (DWC, Drywell Cooling).

El sistema RWCU reduce la contaminación y las impurezas del refrigerante a través de una etapa de filtrado y desmineralización, manteniendo así su calidad y minimizando la corrosión. También ayuda cuando el reactor se calienta, eliminando el exceso de agua del sistema primario y enfriándolo a través de una boquilla rociadora en la cabeza de la RPV (Tanarro y Tanarro, 2008).

El sistema FPCU se encarga de eliminar el calor de la piscina de combustible gastado producido por el decaimiento del mismo. Además los sistemas FPCU y el SPCU tienen filtros compartidos de desmineralizado que remueven las impurezas del agua, respectivamente de la piscina de combustible gastado y la piscina de supresión (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

El RBCW se usa para proveer agua de enfriamiento a varios sistemas de la central tanto de seguridad por ejemplo el ECCS; como a otros que no se relacionan con la seguridad por ejemplo los sistemas RWCU y FPCU. El RBSW disminuye la temperatura del agua usada en el sistema RBCW por medio de intercambiadores de calor (Tanarro y Tanarro, 2008).

El fin del DWC es proporcionar nitrógeno y aire acondicionado al DW durante su operación normal. Enfría los equipos del área y mantiene la temperatura del pozo dentro de los límites permitidos (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Sistema de contención. Como ya se mencionó, el sistema de contención está conformado por los encamisados, la vasija, el contenedor primario y el contenedor secundario. Los primeros dos elementos ya se han descrito, por lo que en esta sección se describirán las contenciones primaria y secundaria. En la Figura 7 se ve un esquema de los dos contenedores.

Contención primaria. Las funciones del contenedor primario es evitar la liberación de materiales radiactivos hacia la contención secundaria y suprimir la presión del vapor en caso de accidente. Se conforma por el DW y el pozo húmedo (WW, Wetwell). La estructura de contención debe tener la capacidad de

mantener su integridad funcional en la operación normal de la planta y hasta eventos de máximos transitorios de presión y temperatura. El contenedor también está diseñado para equilibrar la diferencia de presiones negativas entre DW, WW y la contención secundaria (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

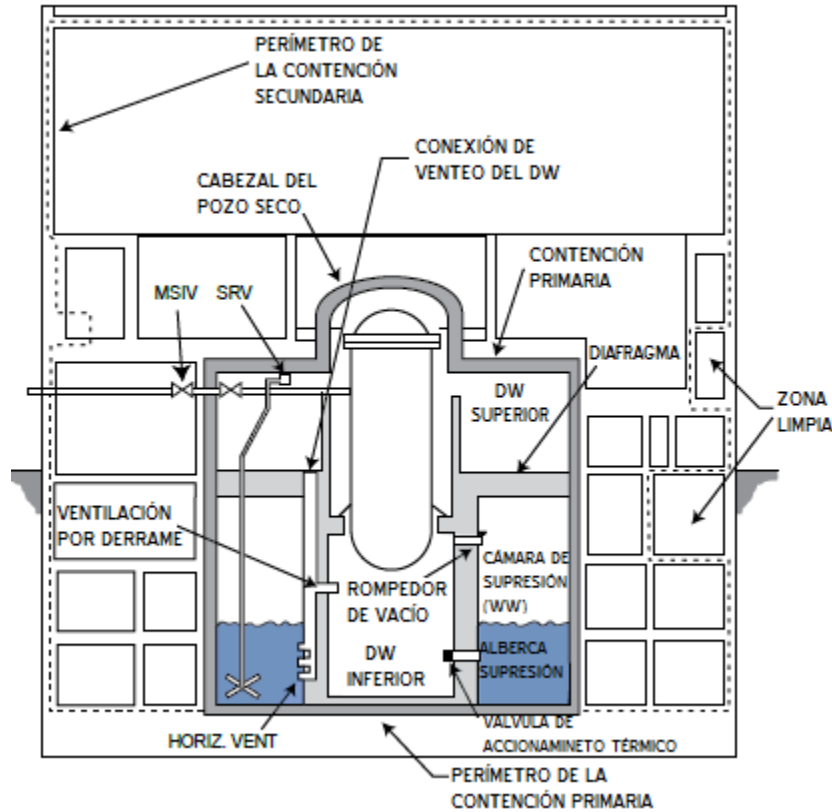
El DW es una configuración cilíndrica de hormigón armado y un cabezal extraíble de acero, se compone de un volumen superior y otro inferior. El DW Superior (UD, Upper Drywell) abarca a la vasija, las líneas de vapor y agua de alimentación y otras conexiones de los sistemas para refrigeración y seguridad de la RPV. El DW Inferior (LD, Lower Drywell) alberga las RIP, el sistema FMCRD y algunos componentes de servicio. Un pedestal de hormigón cubierto de acero donde descansa la vasija separa el LD del UD, solo se comunican a través de diez Conectores de Ventilación del DW (DCV, Drywell Connecting Vents) ubicadas alrededor del pedestal con salida a la piscina de supresión (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

El WW, fabricado también de hormigón armado, continúa el volumen del UD y se delimita con el del LD. Es una zona con dos sustancias, aire y agua, al volumen que contiene el agua se le conoce como piscina de supresión. La piscina se encarga de condensar el vapor liberado durante un LOCA, descargado por las SRV o el inyectado por el sistema RCIC (Castillo García, 2015).

Contención secundaria. El contenedor secundario o edificio del reactor está construido de acero y concreto reforzado; contiene a las albercas de combustible gastado y de combustible nuevo, la alberca para separadores y secadores de vapor y el contenedor primario comparten la cimentación. Su función es impedir la liberación de materiales radiactivos al medio ambiente (Castillo García, 2015).

Figura 7

Contenedor primario y secundario del ABWR



Nota: Imagen obtenida de (GE Hitachi Nuclear Energy, 2007).

Energía nuclear en la actualidad

A continuación se muestran algunos datos cuyo objetivo es dar un contexto general sobre la situación actual de la energía nuclear y el ABWR en el mundo, sin profundizar en contextos particulares o ahondar más allá del análisis hecho.

Tabla 3

Países con reactores y su producción nuclear, 2019

País	Número de reactores	Potencia neta (MW)	Producción anual (TWh)	Tasa de variación porcentual en la producción anual (%)	Factor de carga (%)	Electricidad de origen nuclear (%)
1 EUA	96	97,565	809.40	0.3	94.70	19.70
2 Francia	58	63,130	379.50	-3.5	68.62	70.58
3 China	48	45,518	348.35	21.6	87.36	4.88
4 Rusia	38	28,415	208.78	9.1	83.88	19.71
5 Japón	37	35,947	65.64	33.4	20.84	7.54
6 Corea del Sur	24	23,123	145.91	14.8	72.03	27.20
7 India	22	6,255	40.74	15.1	74.35	3.23
8 Canadá	19	13,554	95.11	0.1	80.10	14.90
9 Reino Unido	15	8,923	60.05	1.6	76.82	17.80
10 Ucrania	15	13,107	83.01	-1.6	72.30	53.91
11 Bélgica	7	5,918	41.30	52.9	79.67	47.56
12 España	7	7,117	58.39	4.9	93.66	21.41
13 Suecia	7	7,706	55.87	-12.5	82.76	33.97
14 Alemania	6	8,113	75.07	4.5	105.63	12.40
15 Chequia	6	3,932	28.58	1.2	82.97	35.23
16 Pakistán	5	1,318	9.03	-2.8	78.21	6.60
17 Taiwán	4	3,844	31.15	16.9	92.51	13.40
18 Eslovaquia	4	1,814	15.37	11.5	96.72	53.86
19 Finlandia	4	2,784	22.93	4.8	94.02	34.71
20 Hungría	4	1,902	15.41	3.8	92.49	49.24
21 Suiza	4	2,960	16.55	-32.4	63.83	23.86
22 Argentina	3	1,633	7.92	22.8	55.36	5.92
23 Sudáfrica	2	1,860	13.59	28.7	83.41	6.74
24 Brasil	2	1,884	16.13	2.9	97.73	2.72
25 Bulgaria	2	1,966	16.56	2.7	96.16	37.53
26 México	2	1,552	13.20	0.0	97.09	5.30
27 Rumania	2	1,300	10.35	-0.9	90.89	18.47
28 Países Bajos	1	482	3.70	10.8	87.63	3.15
29 Armenia	1	375	2.03	7.4	61.80	27.80
30 Eslovenia	1	688	5.53	0.9	91.76	37.04
31 Irán	1	915	5.86	-7.0	73.11	1.84
Mundo	447	395,532	2,701.01	4.9	73.65	---

Nota: Datos tomados de (ALGOR, 2020).

Según los datos de la Tabla 3, sólo 31 países de los 193 estados reconocidos y miembros de las Naciones Unidas cuentan con al menos un reactor nuclear en operación. Estados Unidos, Francia, China, Rusia y Japón son quienes más unidades en operación tienen; esos cinco países representan casi el 60% de los 447 reactores de todo el mundo. Estadísticamente, la media aritmética del número de reactores es 14 y

la moda tiene una distribución bimodal, siendo cuatro y dos las modas. La gran diferencia entre estos dos datos nos confirma la acumulación de este tipo de tecnología en unos pocos países, ya que a pesar de que la mayoría de los países cuentan con apenas cuatro o dos unidades, son 14 reactores el valor que representa el centro del total de reactores por país.

Se observa también que el porcentaje del factor de carga es mayor del 70% en la mayoría de los países; esto nos dice que los reactores están en operación y contribuyen a la producción de electricidad la mayoría del tiempo. Además, la energía nuclear de cada estado aporta en promedio el 23.17% de su producción nacional de electricidad, siendo Francia el país que genera más electricidad de origen nuclear con un 70.58%. Aquí no existe una moda, todos los datos son diferentes, pero podemos comparar el promedio con la mediana, siendo la mediana el 19.70%. Media y promedio caen en similitud, por lo que tenemos datos simétricos. Con esto se ve el peso que cobran las centrales nucleares en el sistema eléctrico de cada país.

Finalmente en la tabla se muestra que la tasa de variación porcentual en la producción anual de energía eléctrica tiene un incremento en poco más de dos tercios de todos los países citados. Mundialmente la tasa de variación porcentual es de 4.9, un número relativamente pequeño, difícil de interpretar por la variedad de situaciones que pueden influir en él, como la reincorporación de unidades en mantenimiento, entrada en operación de nuevas centrales, llegada a la criticidad de los reactores o incremento en el factor de carga. Aunque pueden ser muchas las causas del incremento, hay que notar la tendencia positiva en general de la producción nuclear respecto al año anterior.

La Tabla 4 respalda la tendencia positiva que se tiene en el uso de energía nuclear. En cuatro décadas únicamente dos países han dejado de emplear centrales nucleares; a su vez se han incorporado cinco países más al ámbito nuclear. La capacidad instalada ha aumentado, aunque únicamente se han construido 26 nuevos reactores en 40 años, los cuales representan el 5.88% del total.

Tabla 4
Potencia nuclear en las últimas cuatro décadas

País	1990		2000		2010		2020	
	Unidades	MW(e)	Unidades	MW(e)	Unidades	MW(e)	Unidades	MW(e)
Alemania	21	21,250	19	21,283	17	20,490	6	8,113
Argentina	2	935	2	978	2	935	3	1,641
Armenia			1	376	1	375	1	375
Bélgica	7	5,501	7	5,712	7	5,926	7	5,930
Brasil	1	626	2	1,976	2	1,884	2	1,884
Bulgaria	5	2,585	6	3,760	2	1,906	2	2,006
Canadá	20	13,993	14	9,998	18	12,604	19	13,554
Chequia	4	1,632	5	2,611	6	3,675	6	3,932
China			3	2,188	13	10,065	49	46,518
Corea del Sur	9	7,220	16	12,990	21	18,698	24	23,172
Emiratos Árabes							1	1,345
Eslovaquia	4	1,632	6	2,440	4	1,816	4	1,814
Eslovenia	1	620	1	676	1	666	1	688
España	9	7,099	9	7,468	8	7,514	7	7,121
Estados Unidos	108	96,228	103	96,297	104	101,211	95	97,154
Finlandia	4	2,310	4	2,656	4	2,716	4	2,794
Francia	56	55,808	59	63,080	58	63,130	56	61,370
Hungría	4	1,710	4	1,729	4	1,889	4	1,902
India	7	1,324	14	2,508	19	4,189	22	6,255
Irán							1	915
Japón	41	30,867	52	43,245	54	46,821	33	31,679
Kazakhstan	1	135						
Lituania	2	2,760	2	2,370				
Méjico	1	640	2	1,290	2	1,300	2	1,552
Países Bajos	2	539	1	449	1	482	1	482
Pakistán	1	125	2	425	2	425	5	1,318
Reino Unido	37	11,360	33	12,490	19	10,137	15	8,923
Rumania			1	655	2	1,300	2	1,300
Rusia	29	18,898	30	19,848	32	22,693	38	28,437
Sudáfrica	2	1,840	2	1,840	2	1,800	2	1,860
Suecia	12	9,826	11	9,397	10	9,303	7	7,740
Suiza	5	2,942	5	3,170	5	3,238	4	2,960
Taiwán	6	4,828	6	4,884	6	4,892	4	3,844
Ucrania	15	13,020	13	11,195	15	13,107	15	13,107
MUNDO	416	318,253	435	349,984	441	375,187	442	391,685
<i>Número de Países</i>	<i>29</i>		<i>31</i>		<i>30</i>		<i>32</i>	

Nota: Datos tomados de (ALGOR, 2020).

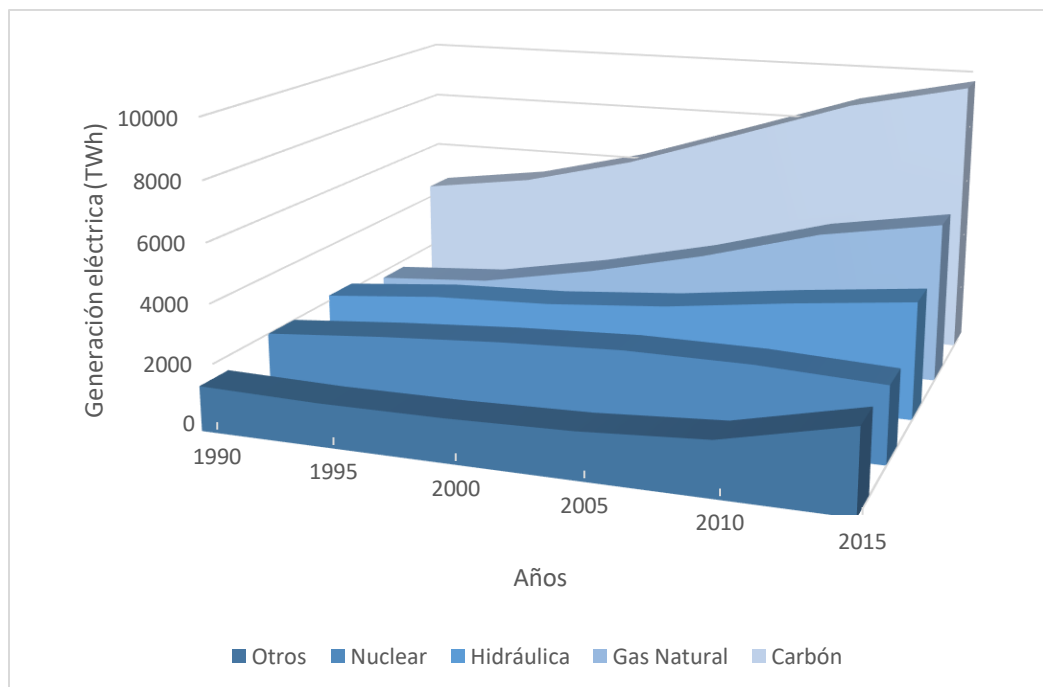
Con datos de ALGOR (2020) encontramos que actualmente en el mundo se están construyendo 52 nuevos reactores y 110 más que están en planeación, esto es. que ya han sido aprobados, financiados y con expectativas de estar operando en esta misma década. Si se concretan tanto los reactores en construcción como los que están en planificación, veríamos para la próxima década un aumento significativo en el uso de la energía nuclear a nivel mundial.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Ahora bien, se tendría que ahondar más en este fenómeno de crecimiento para buscar las razones y no dar conclusiones superficiales. Se presenta entonces la Figura 8 como una lectura de varias que se pueden hacer al fenómeno mencionado. En el gráfico se muestra la generación de energía eléctrica por diferentes recursos; se muestran los principales generadores: el carbón, el gas natural, la hidráulica y en cuarto lugar, la nuclear. Sólo estos cuatro recursos han generado casi el 90% de la electricidad, dejando afuera recursos como el petróleo, los biocombustibles, la geotermia, la solar fotovoltaica, la solar termal, la eólica, la mareomotriz y otros más. Por mucho o poco que representen, a través de los años todas las formas de generación eléctrica han mostrado un incremento, algunas más que otras. Por ejemplo, la pendiente de las energías convencionales es más grande en comparación de las otras con la excepción de un periodo, del 2010 al 2015, la subida más grande la tiene el grupo de los nombrados “otros” recursos y, por contrario, la pendiente del recurso nuclear se torna negativo.

Figura 8

Generación eléctrica por recurso (1990-2015)



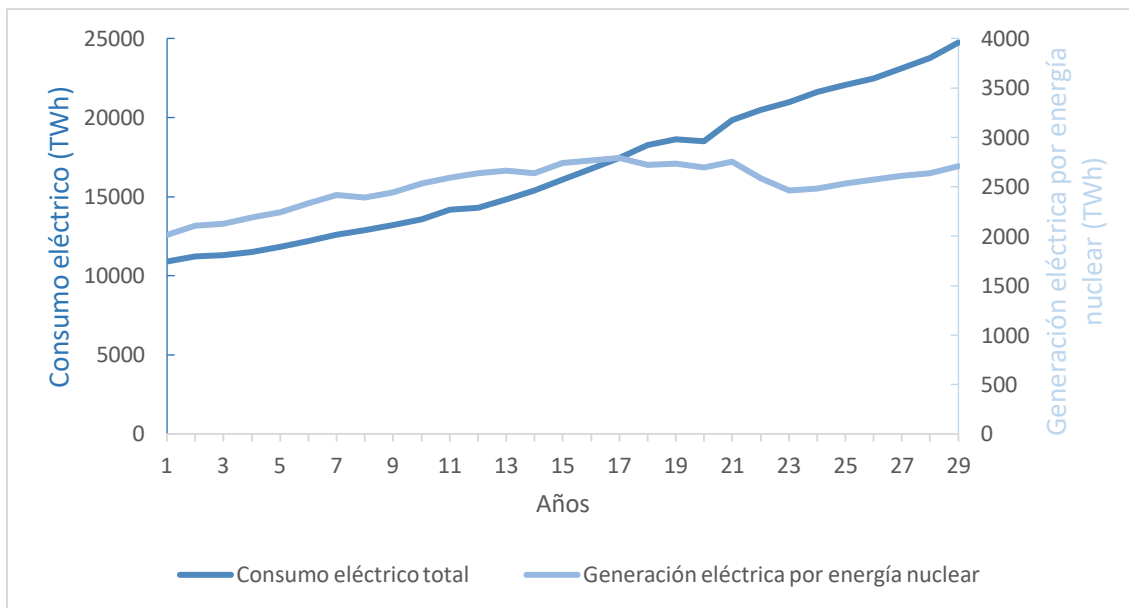
Nota: Datos tomados de (International Energy Agency, 2020).

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Viendo el crecimiento de todos los recursos para la generación eléctrica pasemos a buscar explicación a esta tendencia general. En la Figura 9 se ve la curva con pendiente positiva del consumo eléctrico desde 1990 a la actualidad. Conforme pasa el tiempo el consumo mundial de energía incrementa con una tendencia lineal, para que la demanda de energía sea satisfecha tendremos que producir más, incluyendo la generación de energía eléctrica. En pocas palabras, cuanto mayor sea el consumo energético la producción tendrá que responder a su demanda. Lo que se refleja con la otra línea de datos que corresponde a la generación eléctrica por fuente nuclear la cual ha estado en un crecimiento proporcional al del consumo, con la excepción del sexenio que va del 2006 al 2012, retomando después su camino de la mano del consumo.

Figura 9

Consumo eléctrico y su generación por energía nuclear (1990-2018)



Nota: Datos tomados de (International Energy Agency, 2020).

Del lado del protagonista ABWR, hablaremos de su papel actual y futuro en la cobertura del consumo energético. Actualmente hay tres centrales nucleares con cuatro reactores ABWR, todas ellas en Japón.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Kashiwazaki-Kariwa se ubica en la prefectura de Niigata y es operada por la compañía eléctrica de Tokio (Tokio Electric Power Company). Tiene dos reactores ABWR, las unidades 6 y 7 de la central, la primera empezó su operación en 1996 y la segunda un año después, ambas con una potencia neta de 1.31 MW.

Hamaoaka se ubica en la prefectura de Shizuoka, es una central con dos unidades apagadas y tres en funcionamiento, operadas por la compañía eléctrica de Chubu (Chubu Electric Power Company). La última unidad construida es un ABWR con una potencia neta de 1.21 MW que comenzó su funcionamiento en 2005.

La central nuclear de Shika tiene dos unidades, una de ellas ABWR. El reactor avanzado empezó a operar en 2006 con una capacidad de 1.35 MW. La construcción está en la prefectura de Ishikawa y es operada por la compañía eléctrica de Hokuriku (Hokuriku Electric Power Company).

En esta nación insular también están en proceso de construcción dos reactores avanzados más y otros dos en Taiwán. Shimane-3 y Ohma son los proyectos japoneses; iniciaron su construcción en 2007 y 2010 respectivamente; ambos suspendieron su construcción en 2011 por el terremoto y tsunami que azotaron Japón en el mes de marzo de ese mismo año. Sólo un año después reanudaron la construcción, pero hasta la fecha no se han concretado. Se empezó la construcción de los reactores taiwaneses en 1999, llamados Lungmen 1 y 2. Apenas unos meses de iniciada la construcción surgieron problemas para su realización; de un lado, por la mala gestión de la compañía Taipower (Taiwan Power Company) y; por otro, la política antinuclear del Partido Democrático Progresista (DPP, Democratic Progressive Party) del país. Actualmente Taipower ha comenzado a vender el combustible nuclear de la central, lo que da a pensar, sin ser oficial, que no se concretará su construcción. También en 2017, Reino Unido planificó la construcción de dos reactores de agua en ebullición avanzados por la compañía británica Horizon (Horizon Nuclear Power) de la mano de Hitachi, pero en 2019 se anunció la suspensión del proyecto por problemas financieros. Así, razones naturales, políticas y financieras han mermado el avance del ABWR como cabecilla de la nueva generación de reactores que acompaña a la llamada transición energética.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

En el artículo de Vilches et al. (2014) se menciona la necesidad de un cambio radical de modelo energético “no se trata de un problema meramente cuantitativo de proporcionar más recursos, sino de proceder a un cambio radical: las fuentes hoy mayoritarias, que son contaminantes y no renovables, han de ser sustituidas lo antes posible”. El ex secretario general de la ONU, Ban Ki-moon, habla de una revolución energética, un movimiento que requiere aunar esfuerzos de todas las naciones y de toda la población, el resultado será uno solo, un futuro sostenible e igualitario en materia energética.

CAPÍTULO 2

SIMULADORES PARA EL ENTRENAMIENTO

La simulación y sus fases de realización

El proceso de simular es propio del ser humano, y ha estado presente como un método de análisis desde la antigüedad. Por ejemplo, los filósofos griegos usaban procedimientos deductivos e inductivos como forma de razonar y predecir eventos reales; Aristóteles sistematizó estos procesos para obtener un método lógico como forma de adquirir conocimiento, es decir, ya se tenía una estructura lógica para describir el mundo real (De Córdoba, 2010).

En la modernidad un artículo que daba solución a un problema de probabilidad geométrica, conocido como “la aguja de Buffon”, fue el primer acercamiento a lo que hoy llamamos simulación. El resultado se publicó en 1777 por el francés Georges Buffon, quien calculó la probabilidad de que una aguja de longitud L , al ser lanzada sobre una hoja de papel con líneas paralelas con una distancia L entre ellas, al caer cruzase alguna de ellas. Laplace complementaría la solución dando un método general para el cálculo de probabilidades de las diferentes soluciones de problemas experimentales (Hernández, 2018). Ya en los años cuarenta del siglo pasado con el uso de ordenadores digitales se desarrolló el método Monte Carlo en los laboratorios de Los Álamos, usado inicialmente para la construcción de armas nucleares. Monte Carlo es un proceso numérico con una secuencia de estados cuya evolución es determinada por resultados que se producen con cierta probabilidad. John Von Neumann y Stanislaw Ulam fueron los iniciadores del método, logrando la primera aplicación de simulación en ordenadores para resolver problemas que rebasaban las soluciones analíticas (Illana, 2013).

La computadora abrió las puertas para la simulación de diferentes problemas que experimentalmente serían sumamente complicados de realizar o analizar. Aunque el proceso de simular

haya sido usado desde la antigüedad no había sido descrito hasta hace poco. Una definición formal la da Shannon (1988), explicando la simulación como “el proceso de diseñar y desarrollar un modelo computarizado de un sistema [...] y conducir experimentos con este modelo con el propósito de entender el comportamiento del sistema o evaluar varias estrategias con las cuales se puede operar el sistema”.

Fases para su realización

Para hacer un experimento de simulación se pueden realizar los pasos que Coss Bú (2003) propone y que como menciona, muchos otros autores en el tema coinciden con ellos. A continuación se explica cada fase que Coss Bú propone.

Lo primero es definir el sistema; para ello se hace un análisis profundo del sistema para conocer sus restricciones, sus variables, sus interrelaciones y la interacción con otros sistemas externos. También se plantean y definen los resultados que se esperan obtener.

Cuando el sistema y los resultados están descritos, se formula el modelo que representa al sistema con el que se obtendrán los resultados planeados. El modelo completo se representa a través de diagramas de flujo inscribiendo variables con sus respectivas relaciones lógicas y matemáticas. En el proceso formativo del modelo, se lleva a cabo la recolección de los datos necesarios para que éste pueda llegar a los resultados esperados.

El modelo ya estructurado se implementa en la computadora; para ello se procesa a través de un lenguaje de programación. Cuando el modelo es procesado se tiene que validar, es decir, comprobar su funcionalidad así como encontrar sus deficiencias. Algunas formas para validar el modelo son: a través de expertos en el tema que validen los resultados, consultando datos históricos del sistema, o poniéndolo a prueba, es decir, sometiéndolo a fallas en donde el sistema real falla.

Finalmente, cuando el modelo es reconocido se empieza a experimentar con él, generando los datos deseados. Nunca se debe olvidar que los resultados obtenidos de la computadora únicamente son

información, números, estos tienen que ser posteriormente interpretados para que realmente sean de utilidad.

El uso de simuladores y sus cualidades

Conforme avanza el tiempo, los software de simulación se han vuelto cada vez más comunes y han extendido sus territorios para que diferentes áreas del conocimiento resuelvan complejos sistemas en pequeñas computadoras. Su difusión debe en parte por las grandes ventajas que presenta; Naylor (1975) escribe sobre las cualidades de la simulación, que hoy en día pasamos desapercibidas, siendo algo tan cotidiano en el análisis de sistemas.

Cualidades positivas

Con la experimentación se van detectando las variables más importantes del sistema y como se interrelacionan con otras. Realizando cambios en estas variables y observando detalladamente los efectos que éstas pueden producir, se comprende mejor el sistema. Así se puede proponer mejoras en la operación de éste y lograr una mayor eficiencia. Otra ventaja es la prevención de situaciones de las cuales se tiene poca información, consiguiendo anticipar mejores respuestas ante estas coyunturas o evitando accidentes. El entrenamiento es una cualidad igualmente positiva, ya que mediante una representación fiel a la realidad, se puede emplear esta técnica para adquirir experiencia y entrenarse virtualmente. Posteriormente es posible integrar ese conocimiento adquirido en la simulación para el mejor manejo de sistemas reales (Naylor, 1975).

Cualidades negativas

Aunque pareciera que todo en la simulación se torna favorable también nos encontramos con algunas desventajas o limitaciones de este método; entre ellas, la que causa mayor inconveniente es el linde que se traza entre la imagen de un modelo y su realidad. A pesar de que los modelos se perfeccionan cada vez más,

siempre habrá una frontera impasable entre lo virtual y lo real, esta barrera invisible segrega aspectos que no se pueden simular y por tanto nuestro sistema siempre será incompleto. Las demás desventajas son derivaciones de la anterior, como la diferencia de la reacción humana ante una situación simulada y una real, o la diferencia en el manejo de los sistemas (Salas Perea y Ardanza Zulueta, 1995).

El uso de la simulación como fuente de conocimiento

La transición hacia un mundo cada vez más digitalizado ha traído el desarrollo y empleo de nuevas tecnologías. Como se mencionó, son muchas las áreas donde este tipo de sistemas se emplean; una de las áreas donde más fuerte impacto ha tenido es en el aprendizaje.

El conocimiento adquirido a través de la experiencia *a posteriori* ya no sólo es adquirido de fuentes reales, ahora contamos con nuevas fuentes llamadas virtuales; (Contreras Gelves et al., 2010) menciona que:

Los simuladores constituyen un procedimiento tanto para la formación de conceptos y construcción de conocimientos, en general, como para la aplicación de éstos a nuevos contextos, a los que, por diversas razones, el estudiante no puede acceder desde el contexto metodológico donde se desarrolla su aprendizaje. De hecho, buena parte de la ciencia de frontera se basa cada vez más en el paradigma de la simulación, más que en el experimento en sí. (pp. 6-7).

En el mundo académico, se cuentan con laboratorios completamente virtuales, al servicio de investigaciones químicas, biológicas, físicas, o como herramienta para la ingeniería, la medicina, o hasta la arquitectura.

Simulación y tipos de simuladores en centrales nucleares

Fue en la década de los setenta del siglo XX cuando surgieron los primeros simuladores nucleares que trataban de asemejarse a una sala de control real, aunque debido a la tecnología del momento éstos tuvieron

grandes limitaciones. En 1979 cuando ocurrió el accidente en la central de Three Mile Island, apenas había unos cuantos simuladores de este tipo en funcionamiento. Fue en la década siguiente cuando organizaciones reguladoras en seguridad nuclear de varios países establecieron requisitos más estrictos para el entrenamiento del personal operativo. Así, ya con experiencia acumulada y mejor tecnología, se fomentó el entrenamiento mediante simuladores (International Atomic Energy Agency, 2004).

El OIEA ha impulsado el aumento del entrenamiento en simuladores, por considerarlos una herramienta útil para mejorar la seguridad en las operaciones de una planta nuclear. Actualmente ya son muchos los países con energía nuclear que han adquirido y hasta desarrollado, como es el caso de México, simuladores para la operación de sus centrales. Además de la divulgación para el uso de esta tecnología, el OIEA ha patrocinado su desarrollo y ha facilitado este tipo de software a estudiantes, profesores e investigadores, lo que permite un enriquecimiento global y circular en el área de la ingeniería nuclear (Badulescu y Lyon, 2001).

Los simuladores en centrales nucleares ofrecen varios beneficios, como el entrenamiento para fallas, transitorios y accidentes, logrando reducir el riesgo hacia el personal, el equipo de la planta o salvaguardando la integridad de la central en general. También tienen la capacidad de experimentar una y otra vez en diversos escenarios consiguiendo una mejor comprensión de ellos antes de que ocurran en la realidad, dando una ventaja económica como formadores de personal capacitado (International Atomic Energy Agency, 1998).

Por lo general los simuladores en las centrales nucleares son usados en el entrenamiento de los operadores pero también se puede entrenar a otro tipo de personal de la central. Es por eso que se han desarrollado diferentes simuladores para distintas actividades, como el control general de la planta, el control de sistemas particulares, el análisis de respuesta de la planta, la implementación de acciones ante fallas, el mantenimiento de la central o la vigilancia del núcleo (International Atomic Energy Agency, 1998).

Tipos de simuladores

Para el análisis de centrales nucleares existen diferentes simuladores para distintos propósitos y usos; se deben conocer los objetivos a los que se desea llegar para saber que simulador usar. Para facilitar la elección del simulador podemos clasificarlos por diferentes cualidades que nos ayudarán a alcanzar nuestras metas. Existen varias formas de clasificar a los simuladores, por ejemplo, según la tecnología del reactor, según el tipo de hardware o software que se use, o el nivel de profundidad al que se llega en la simulación. A continuación se expondrá un tipo de clasificación propuesta por la International Atomic Energy Agency (1998):

Simuladores para el entrenamiento de partes específicas. Se usan en la operación de la planta o fenómenos particulares. Un ejemplo es el usado en el entrenamiento para el caso de rotura de tubos en los generadores de vapor.

Simuladores con los principios básicos de la central. Este tipo muestra únicamente los procesos físicos fundamentales de la planta o de los sistemas principales de ella. Su principal objetivo es la enseñanza de los fenómenos físicos en la operación de una central nuclear.

Simuladores compactos. Ayudan al entrenamiento para la operación de la planta de una forma simplificada; algunos de ellos cuentan con hardware que asemejan algunos aspectos de la sala de control real. Son usados para la formación básica de nuevos operadores y demás personal de la planta.

Simuladores gráficos. Nos dan una forma de representación visual de los parámetros de control y del entorno operativo que hay en la central. Este tipo tiene una ventaja económica sobre los anteriores, ya que no necesita hardware adicional para representar equipo de la sala de control. Tanto los simuladores compactos como los gráficos son conocidos también como simuladores multifuncionales; ambos tienen un nivel de profundidad y fidelidad muy cercano al de un simulador de alcance completo o total.

Simuladores de alcance completo. Cuentan con un modelo muy detallado de todos los sistemas de la planta, y se ejecuta en un entorno igual a la de una sala de control.

Analizador de plantas. En este tipo se busca un gran detalle en cuanto al comportamiento de la planta, dado que se usan para el estudio de accidentes o transitorios graves.

Simuladores del OIEA

Desde 1997 el OIEA ha puesto en disposición software de simulación a más de 180 personas de 42 países diferentes, además ha brindado capacitación para su uso. Actualmente los simuladores ya se han estado incorporando a las actividades de algunas universidades y se espera que continúe esta tendencia. De los simuladores patrocinados por la agencia se encuentran cuatro programas diferentes con características algo similares; son descritos por Badulescu & Lyon (2001) como:

Demostradores en clase de reactores avanzados. Desarrollados por la empresa de electrónica de aviación canadiense (CAE, Canadian Aviation Electronics), son un conjunto de simuladores de distintos tipos de reactores: el PWR, BWR y el Reactor de Agua Pesada (HWR, Heavy Water Reactor). Éstos simuladores utilizan gráficos de uso fácil para mostrar los datos; su lógica de control se basa en los diagramas elementales de las centrales; funcionan únicamente con principios básicos.

Simulador de reactores avanzados de 600 MW. Representa también a los reactores de tecnología PWR, BWR y HWR y fue hecho por la empresa de tecnología en Micro-Simulación de los Estados Unidos (Micro-Simulation Technology). La interfaz del sistema controlable se muestra en pequeños paneles que representan los componentes principales. El programa comienza seleccionando los parámetros del modelo para someterlo a las condiciones que se quieran estudiar, después el simulador muestra de forma dinámica la situación de la central, ya sea en tiempo real o acelerado. Asimismo, conforme avanza la simulación, se puede visualizar las variables de potencia en forma de gráficos.

Simulador compacto de reactor CANDU-9. Éste fue desarrollado por la empresa canadiense de Tecnología Cassiopeia (CTI, Cassiopeia Technologies Inc.). El software usa una programación orientada a objetos que responden a condiciones normales o de falla de la central; el comportamiento se muestra a

través de diversas pantallas interactivas donde se ven los sistemas y subsistemas. Actualmente el programa es usado como parte de los estudios de universidades de Canadá y otros países que tienen reactores del tipo CANDU (Canadian Deuterium Uranium).

Simulador informático compacto de VVER-1000. Fue hecho por el Departamento de Reactores del Instituto de Ingeniería Física de Moscú para la simulación del reactor ruso PWR. El modelo del programa se basa en los estados de operación normal, anormal y de falla de la central; mediante diferentes pantallas se enseñan los principales sistemas de la planta y nos muestra también el análisis de los resultados de la simulación. Además tiene un método de evaluación para que el usuario pueda medir su desempeño en el tiempo.

Aparte de los simuladores ya mencionados, Salazar Salazar (2016) expone que el OIEA actualmente incluye otros más, todos desarrollados por la empresa canadiense CTI; éstos son: Simulador PWR avanzado de 600 MW eléctricos, Simulador PHWR de 900 MW eléctricos, Simulador PHWR avanzado, Simulador ABWR genérico de 1300 MW eléctricos y el Simulador ESBWR.

Simulación en México

La historia de la simulación en México comienza a finales de la década de los setenta del siglo pasado Burgos (1998), cuando se vio una proyección de crecimiento acelerado en el consumo eléctrico. Para cubrir la demanda fue necesario construir más centrales termoeléctricas, y se estimó una necesidad de 700 nuevos operadores para ellas. Los operadores tenían que ser preparados en un pequeño periodo de tiempo; por ello, la Comisión Federal de Electricidad (CFE) encargó el desarrollo de un simulador al Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE), que sirviera como entrenamiento al nuevo personal de las plantas termoeléctricas. En 1984 se concluyó el simulador de alcance completo llamado Termos I. Actualmente el programa ha preparado alrededor de 4,000 trabajadores, ha tenido grandes beneficios económicos, además de que contribuyó a un aumento en la tecnología e investigación del país.

Después el IIE desarrolló un simulador para el Sistema de Transporte Colectivo (STC) Metro; éste serviría como entrenamiento al personal de control de tráfico del metro. Entró en funcionamiento en 1990 y fue el segundo en su tipo a nivel global.

Simulador de Laguna Verde. Ya con algo de experiencia, el IIE fue responsable de desarrollar el simulador de alcance total de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV). Antes del proyecto los operadores de la CNLV eran capacitados en el extranjero, lo que presentaba algunos problemas, uno era que los simuladores con los cuales se entrenaban tenían diferencias con Laguna Verde, y otro era el alto costo que su preparación implicaba. El programa se empezó en 1984 y seis años después comenzó sus actividades para el entrenamiento. Para el modelo de comportamiento se basó en el de la unidad 1 de la central, tanto en condiciones normales como en casos de falla, y en diferentes escenarios, como puesta en marcha, cambio de carga, pruebas de transitorios o pruebas en los sistemas de emergencia. Hasta el año del informe citado (1998), se habían capacitado a 48 nuevos operadores y reentrenado a otros 70 operadores ya con licencia (Burgos, 1998).

Además del simulador hecho por el IIE para la CNLV, se han desarrollado otros programas más para el área de tecnología nuclear, como son:

Simulador de aula. Es un sistema virtual que permite un análisis de los fenómenos de una central y tiene como objetivos la investigación y el entrenamiento de personal. Fue implementado por Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN) de la Facultad de Ingeniería de la UNAM con sede en Morelos. El simulador es un sistema de múltiples computadoras visto por una interfaz gráfica avanzada que imita el panel de control e instrumentación del reactor. El programa cuenta con una amplia base de datos capaz de configurar el simulador a diferentes modelos de reactores y en diferentes situaciones, en operación normal, transitorios o accidentes severos (Cortés Martell et al., 2004).

Simulador universitario de nucleoelectricas-reactor de agua hirviente (SUN-RAH). Su modelo es de orden reducido y está desarrollado para estudiantes de licenciatura. Representa la dinámica de una

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

central con BWR de forma genérica, y permite el control y monitoreo de los parámetros a través de una interfaz gráfica. Una gran cualidad de este simulador es su capacidad de acceso vía internet, además de ser un software libre (Morales Sandoval et al., 2003).

CAPÍTULO 3

SIMULADOR ABWR

Introducción

Como se ha mencionado antes, el OIEA ha impulsado y desarrollado simuladores de centrales nucleares con el propósito principal de la enseñanza universitaria. La organización ha facilitado el acceso a la información a estudiantes de diversas partes del mundo a través de diferentes programas, talleres, conferencias y el patrocinio de software en simulación. Alumnos, profesores y hasta operadores nucleares se benefician de los simuladores para obtener conocimientos generales sobre el funcionamiento de una planta y su comportamiento ante diferentes situaciones.

Este capítulo se basa principalmente en el manual de usuario del Simulador del Reactor de Agua en Ebullición con Sistemas de Seguridad Activa (Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems) emitido por el OIEA en 2011. El documento es dedicado al simulador de una central nuclear con un ABWR de 1300 MW eléctricos (actualmente se le considera el BWR genérico).

Alcance. El simulador que se usará es meramente educativo, por lo que, a pesar de que el modelo que se emplea represente características realistas de un reactor BWR, hay también otras que son simplificadas, por lo que no se debe usar este programa como herramienta analítica en seguridad de un reactor real. Lo que sí se puede esperar son estimaciones del comportamiento dinámico de la central en situaciones de operación normal, en transitorios o en caso de accidente (Nuclear Power Technology Development Section, 2011).

En la Tabla 5 se resumen los sistemas con los que trabaja el programa, las fallas que pueden ser generadas en el modelo y el alcance de trabajo dentro de la simulación.

Tabla 5

Características y alcance del simulador BWR del OIEA

SISTEMA	ALCANCE DE LA SIMULACIÓN	CONTROLES DE OPERACIÓN	FALLAS
Núcleo del reactor	Nivel de flujo neutrónico sobre un rango de 0.001 a 110% de la potencia total, 6 grupos de neutrones retardados.	Potencia del reactor y tasa de cambio (entrada para controlar). Control manual de las barras de control.	Aumento y disminución del flujo en el reactor debido al mal funcionamiento del flujo de control.
	Calor de decaimiento (3 grupos).		
	Efectos de retroalimentación de reactividad-vacío, xenón, temperatura del combustibles, temperatura del moderador.	SCRAM. Control manual de las barras rodadas.	Retiro inesperado de un conjunto de barras de control. Inserción involuntaria de un conjunto de barras de control.
	Flujo de 2 fases y transferencia de calor.	Control manual de la tasa de flujo de recirculación en el núcleo.	Aislamiento inesperado del reactor.
	Varillas de control de reactividad.	Ajuste manual del setpoint del nivel de control de agua del reactor.	Pérdida de energía en tres bombas internas del reactor (RIP). Rotura del fondo del reactor.
	Ciclos de control esenciales: control de presión del reactor; control del flujo de recirculación del núcleo; regulación de la potencia del reactor; control del nivel de agua del reactor; control de la carga/frecuencia de la turbina.		
Vapor y agua de alimentación	Suministro de vapor a la turbina y recalentador.	Cambio del punto de ajuste del nivel de agua del reactor: manual o computacional.	Pérdida de las dos bombas de agua de alimentación.
	Válvula principal de aislamiento de vapor.	Control de las válvulas de aislamiento para la extracción de vapor para calentar el agua de alimentación.	Pérdida del agua de alimentación caliente.
	Derivación de la turbina al condensador.		Falla en la apertura de la válvula de control del nivel de agua de alimentación.
	Válvulas de alivio de vapor para piscina de supresión.	Control de presión para la extracción de vapor del desaireador principal.	Falla en la apertura de la válvula de seguridad de una línea de vapor principal.
	Extracción de calor para alimentar calentadores.		
	Sistema de agua de alimentación.	Control de las bombas de alimentación ON/OFF.	Rotura de una línea de vapor dentro del pozo seco.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

SISTEMA	ALCANCE DE LA SIMULACIÓN	CONTROLES DE OPERACIÓN	FALLAS
Turbina - Generador	<p>Modelo de turbina simple.</p> <p>La potencia mecánica y salida del generador son proporcionales al flujo de vapor.</p> <p>Engranaje de marcha y válvula reguladora permiten la operación síncrona y no síncrona.</p>	<p>Disparo de turbina.</p> <p>Retraso de la turbina.</p> <p>Arranque y sincronización de la turbina.</p> <p>Control manual o computacional del engranaje de marcha de la turbina.</p> <p>Control manual del rociador del pozo húmedo y el pozo seco.</p>	<p>Falla en el transmisor de presión del acelerador de turbina.</p> <p>Fallo en el cierre de la válvula de derivación del disparo de turbina.</p> <p>Incremento y decremento del flujo de vapor debido a la falla del sistema de control de presión.</p>
Contenedor	<p>Respuesta de la presión y temperatura del pozo seco ante una rotura en el flujo de descarga del pozo seco</p> <p>Vaciado en la ventilación de acuerdo con la inercia del agua vertical y horizontal</p> <p>Descarga a través de la ventilación y la piscina de supresión y balance de energía</p> <p>Espacio de aire presurizado en el pozo húmedo debido al incremento de vapor a presión por la temperatura en la superficie de la piscina de supresión y al agregar material no condensado</p>	<p>Control del rociado manual para el pozo seco y el pozo húmedo</p>	<p>LOCA rotura en el flujo (800kg/s)</p>
Unidad en general	<p>Interacción completamente dinámica entre todos los sistemas simulados.</p> <p>Maniobra de carga Reactor-Seguimiento-Turbina.</p> <p>Unidad de anuncio.</p> <p>Mayores bucles de control.</p>		

Nota: Datos tomados de (Nuclear Power Technology Development Section, 2011).

Requisitos. El programa se puede usar en cualquier computadora que cuente con el sistema operativo Windows 2000 o Windows XP, con una velocidad mínima de 1.7 GHz en el CPU, 512 Mbytes de memoria RAM, 30 Gbytes de disco duro y una tarjeta de video de alta resolución con una pantalla de al menos 15 in.

Características generales. El tipo de simulación que usa el software es de tipo modular; esto quiere decir que se ocupan módulos independientes con ecuaciones propias para cada equipo de la planta. Los módulos deben tener una perfecta interconexión y ser acomodados de tal forma que la información

intermodular viaje en el mismo sentido que el flujo físico real de la planta. Los algoritmos empleados son una combinación de ecuaciones diferenciales de primer orden, relaciones lógicas y algebraicas, programados en el lenguaje orientado al cálculo numérico FORTRAN (Formula Translating System).

El modelo utilizado en el simulador es sencillo, pero sin comprometer la fidelidad de respuesta; busca tener cercanía a la realidad ante condiciones de funcionamiento normales y de falla. El programa muestra los parámetros básicos y críticos para el funcionamiento de la planta como son los sistemas de proceso, control y protección de la central.

La comunicación entre humano-máquina se da mediante el ratón y el teclado actuando sobre una interfaz que representa, mediante imágenes, al panel y a los dispositivos de control que se usan en las centrales nucleares.

Fundamentos del simulador

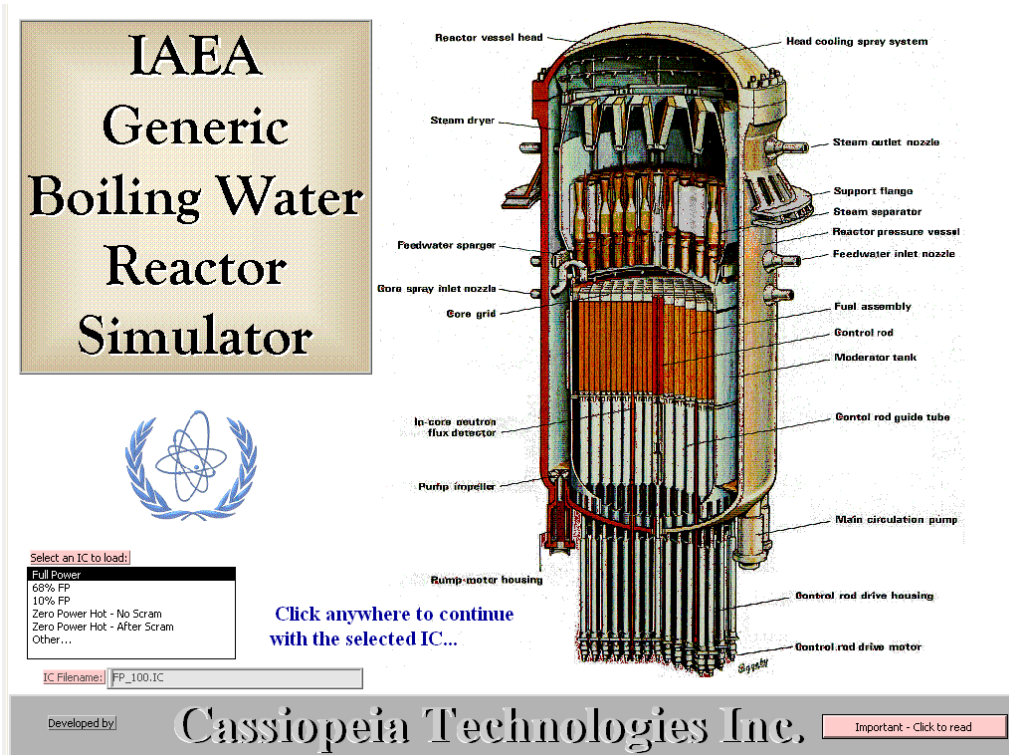
Para el arranque del simulador se ejecuta el programa, la primera pantalla que se visualiza es la que se muestra en la Figura 10; se da clic en cualquier parte de ésta para mostrar una ventana que preguntará si se quiere cargar la Condición Inicial (IC, Initial Condition) a plena potencia; se selecciona OK para pasar a la siguiente pantalla.

Información general de las pantallas

La pantalla que aparecerá después se muestra en la Figura 11. En las partes superior e inferior se expone la información que cada una de las demás pantallas conservará; ésta es: alarmas y anuncios de la planta, estado del simulador, valores de los parámetros principales, inicio de eventos, menú de pantallas y los botones para el control de la simulación.

Figura 10

Pantalla de inicio del simulador

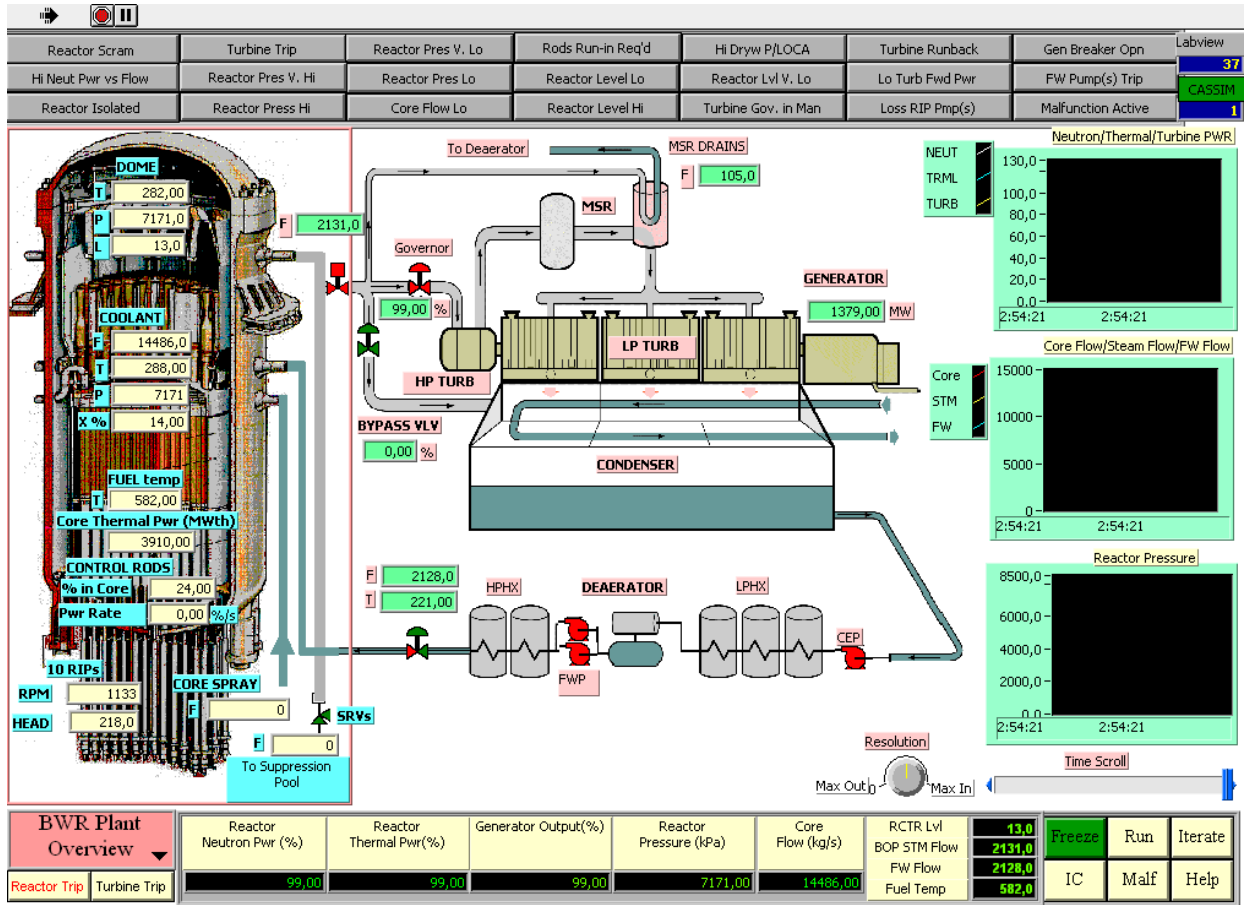


Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Alarmas y anuncios de la planta. En la Figura 12, se muestra la parte superior de la pantalla en donde se encuentran 21 bloques grises con los nombres de las diferentes alarmas o avisos importantes que hay en la planta; éstos son activados cuando se presentan cambios importantes en los parámetros que requieren la intervención del operador.

Figura 11

Pantalla de la vista general del BWR del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Figura 12

Alarmas y anuncios del simulador

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)	Malfuction Active

Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Estado de simulador. Del lado derecho de los bloques de alarmas se encuentran las ventanas de estado del simulador, una con el nombre de LabVIEW (Laboratory Virtual Instrument Engineering Workbench) y otra llamada CASSIM, tal como se ve en la Figura 13.

Figura 13

Estados del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

LabVIEW es un programa de instrumentos virtuales en donde se desarrolla la interfaz gráfica del simulador. La ventana con su nombre es un contador que se va incrementando a medida que el programa está activado. Para detener LabVIEW se da clic en el octágono rojo que se encuentra en la parte superior izquierda, de esta forma ninguna de las pantallas del simulador podrán ser cambiadas. Para reanudar LabVIEW se da clic en la flecha a la izquierda del octágono rojo. Ambos botones se ven en la Figura 14.

CASSIM es el software núcleo del simulador; se encarga de calcular las respuestas del modelo durante la simulación, es decir, ejecuta la parte matemática del programa. El contador de CASSIM aumenta cuando se está simulando; en este caso la ventana se pinta de color rojo y cuando la simulación se detiene se pone en verde.

Figura 14

Botones de paro y marcha de LabVIEW del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Para iniciar una simulación se da clic en el botón “Run” que se ve en el panel mostrado en la Figura 15; éste se localiza en la parte inferior derecha de la pantalla. Por el contrario, para pausar la simulación se da clic en “Freeze”.

Figura 15

Botones para el control y programación de la simulación



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Valores de los parámetros principales. La Figura 16 nos enseña la parte inferior central del programa, en donde están todos los valores de los parámetros principales de la planta, a saber:

- Potencia neutrónica (Reactor Neutron Pwr) expresada en porcentaje.
- Potencia térmica (Reactor Thermal Pwr) expresada en porcentaje, siendo el 100% la potencia nominal del reactor (3,296 MW térmicos).
- Potencia de salida del generador eléctrico (Generator Output) expresada en porcentaje.
- Presión del reactor (Reactor Pressure) expresada en kPa.
- Flujo en el núcleo (Core Flow) expresado en kg/s.
- Nivel de agua en el reactor (RCTR Lvl) expresado en metros.
- Flujo de vapor después de la válvula principal de aislamiento (BOP STM Flow) expresado en kg/s.
- Flujo de agua de alimentación (FW Flow) expresado en kg/s.
- Temperatura media del combustible (Fuel Temp) expresada en °C.

Figura 16

Panel de los parámetros principales de la central del simulador

Reactor Neutron Pwr (%)	Reactor Thermal Pwr(%)	Generator Output(%)	Reactor Pressure (kPa)	Core Flow (kg/s)	RCTR Lvl	13,0
99,00	99,00	99,00	7171,00	14486,00	BOP STM Flow	2131,0
					FW Flow	2128,0
					Fuel Temp	582,0

Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Inicio de eventos. En la parte inferior izquierda está la ventana con los botones “Reactor Trip” y “Turbine Trip” como se presenta en la Figura 17; ambos son eventos de gran importancia en seguridad para cualquier central nuclear y que existen en una sala de control real.

Figura 17

Botones para el despliegue del menú de pantallas del simulador y la activación de disparos en la central del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

El botón de Reactor Trip se refiere a la parada rápida del reactor, también conocido como SCRAM; esta acción causa la parda súbita del reactor mediante la inserción de las barras de control para evitar o minimizar daños en la central.

El otro botón “Turbine Trip”, activa el disparo o el parado de la turbina, mediante el cierre de válvulas, interrumpiendo así el suministro de vapor.

Menú de pantallas. En la Figura 17 también se puede ver el bloque que indica la pantalla actual en la que nos encontramos, al hacer clic en el botón se despliega un menú de selección de todas las pantallas del simulador.

Control y programación de la simulación. Los botones para el control de la simulación se muestran en la Figura 15, los primeros dos (inicio y pausa) ya fueron comentados. Los restantes son “Iterate” que permite hacer una sola iteración, “IC” para programar condiciones iniciales, “Malf” para insertar algunas fallas preprogramadas, y “Help” para ayuda en línea.

Valores y estados convencionales

Dentro de las diferentes pantallas del simulador hay valores de magnitudes físicas, porcentajes y estados de algunos equipos, que se representan de una forma general y convencional en todas ellas.

- Presión expresada con la letra (P) y con unidades en kPa.
- Temperatura expresada con la letra (T) y con unidades en °C.
- Flujo expresado con la letra (F) y con unidades de kg/s.
- Calidad del vapor (humedad del vapor) expresada como (% X). Si el porcentaje es cercano a cero significa que fluido está lleno de humedad, y si es cercano al 100% entonces el fluido es vapor sin humedad.
- Estado de las válvulas: si la válvula está en color rojo significa que está totalmente abierta, si está en verde es que está cerrada, y en una combinación de ambos, la válvula está abierta parcialmente.
- Estado de las bombas: la bomba en color rojo quiere decir que está en funcionamiento, y en color verde significa que está parada.

Pantallas del simulador

El programa tiene nueve diferentes pantallas: Vista general de la planta (BWR Plant Overview), Circuitos de control (BWR Control Loops), Mapa de la potencia y flujo (BWR Power/Flow Map & Controls), Reactividad y puntos de ajuste (BWR Reactivity & Setpoints), Parámetros de SCRAM (BWR Scram Parameters), Turbogenerador (BWR Turbine Generator), Agua de alimentación y extracción de vapor (BWR Feedwater & Extraction Steam), Contención del reactor (BWR Containment), y la de Gráficas de tendencia (BWR Trends).

Vista general de la planta

La pantalla nos da una visión total y simple de toda la central, como se muestra en la Figura 11. Esta interfaz es únicamente para la observación, ya que no hay variables de entrada con las que se pueda interactuar. En conjunto, la abstracción de la central se plasma como diagrama lineal, donde se incluyen los sistemas y parámetros principales, éstos se muestran en la Figura 18.

Además se tienen tres ventanas con gráficas en el tiempo que muestran el comportamiento de la central mediante los parámetros de:

- Potencias neutrónica, térmica y de la turbina, expresadas en porcentaje.
- Flujos del núcleo, de vapor y del agua de alimentación, dados en kg/s.
- Presión de reactor (kPa).

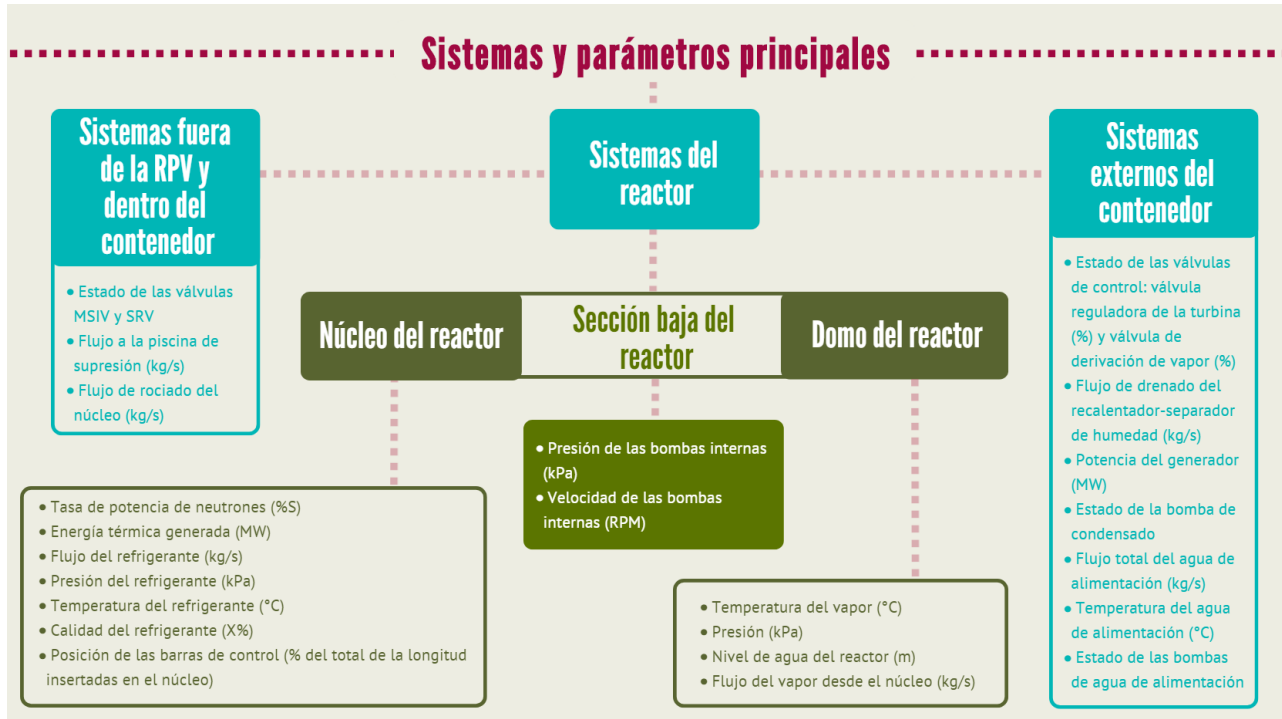
Circuitos de control

En esta pantalla se muestran los seis circuitos principales que controlan el modelo de la central nuclear ABWR; en la Figura 19 se muestra una captura de toda la ventana.

Control de las barras de control. Este sistema se encarga del accionamiento de las barras en situaciones de operación normal, de SCRAM o de reducción de potencia. El movimiento de las barras se lleva a cabo mediante dos sistemas: el FMCRD y el HCU.

Figura 18

Sistemas y parámetros principales de la pantalla “Vista general de la planta” del simulador



Nota: Datos tomados de (Nuclear Power Technology Development Section, 2011).

Control de la potencia del reactor. El modelo que controla la potencia del reactor está definido por dos sistemas, el de las barras de control y el del flujo de recirculación. La potencia, entonces, es controlada al ajustar la posición de las barras de control, manteniendo una potencia deseada de forma constante y cambiando la velocidad de las RIP, alterando así el flujo de recirculación, lo que a su vez modifica la densidad de huecos del refrigerante y la reactividad en el núcleo.

Control de presión del reactor. La presión del reactor es controlada automáticamente, manteniéndola a una constante de 7170 kPa dada por el diseño real de la planta. Para lograr esto se regula el vapor de entrada a la turbina mediante la válvula gobernadora y la válvula bypass de vapor.

Control del nivel de agua del reactor. Este sistema sirve tanto para controlar la humedad en el vapor que va a la turbina como para proteger al núcleo del reactor. Para hacerlo se tienen tres señales de

control: una para el flujo de agua de alimentación, otra para el flujo principal de vapor y una para el nivel del agua del reactor en la RPV. Mediante esta tríada de señales y el ajuste de la válvula de control del nivel de agua de alimentación se mantiene el nivel de agua deseado en el reactor.

Control de la turbina. Cuando el generador tiene una liberación de carga súbita, la velocidad de la turbina aumenta drásticamente; en este caso, para evitar daños se activa un Sistema de Control Electrohidráulico (EHCS, Electrohydraulic Control System) que se encarga de cerrar las válvulas de la turbina. Este sistema tiene prioridad sobre el sistema de Control de Presión del Reactor (RPC, Reactor Pressure Control) que maneja la válvula gobernadora en una operación normal de la central.

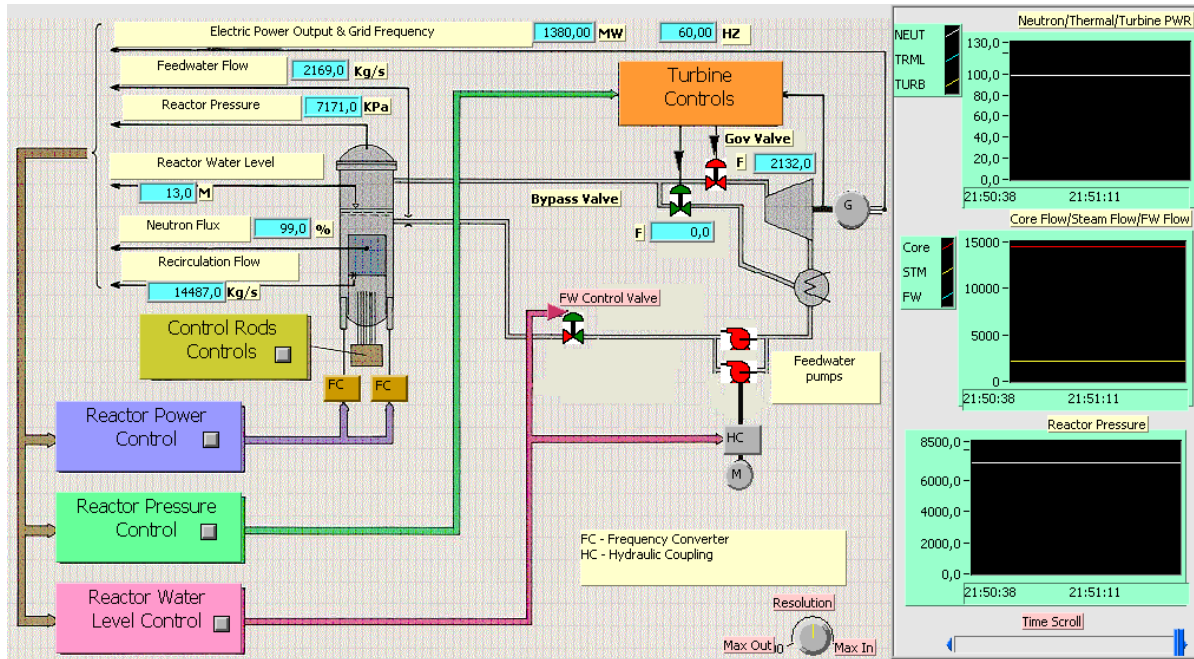
Sistema de bypass del vapor de la turbina. El diseño del modelo del simulador tiene una capacidad de derivación del 75% del total del flujo de vapor nominal, en caso de alguna perturbación en la presión normal del reactor. Las alteraciones pueden ser aumento repentino en la potencia del reactor, una liberación súbita en la carga del generador o cambios en la frecuencia.

Cuando la unidad de RPC no puede hacer frente a dichas perturbaciones, la válvula de bypass se abrirá inmediatamente en caso de que haya un disparo en la turbina. En el caso de que no haya un disparo en la turbina la válvula bypass no se activará hasta que el reactor tenga un aumento de 130 kPa en su presión nominal (7170 kPa), permitiendo antes que el sistema de control de la turbina intente controlar la presión del reactor.

Los parámetros a controlar que nos brinda el simulador son: potencia eléctrica de salida (MW eléctricos) y frecuencia (Hz), flujo del agua de alimentación (kg/s), presión del reactor (kPa), nivel del agua del reactor (m), flujo neutrónico (%) y flujo de recirculación del núcleo (kg/s).

Figura 19

Pantalla de los circuitos de control del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

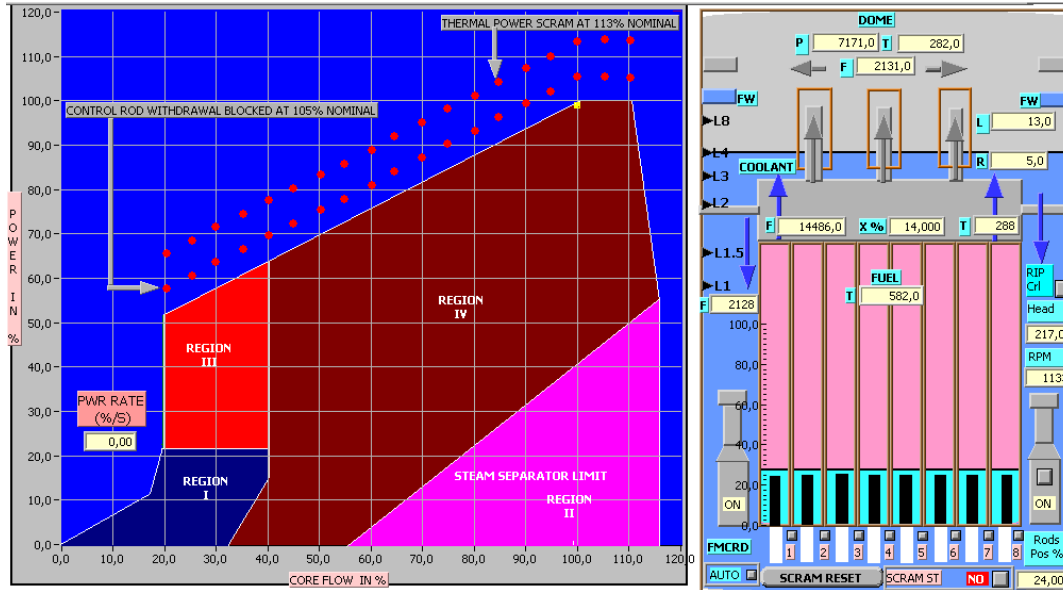
Mapa de la potencia y flujo

En esta pantalla se presenta un mapa en donde se grafica la potencia de los neutrones en el reactor y el flujo de recirculación en el núcleo, como se muestra en la Figura 20. Ambos parámetros están dados en porcentajes, donde el 100% es el flujo total y la potencia total nominales de la central. El gráfico se divide en cuatro áreas, donde los límites entre la región IV y las otras regiones trazan la curva del flujo seguro de operación. Por lo general el funcionamiento de la planta y condiciones como el arranque, la carga y la parada de la planta, se encuentran dentro de esta región. Además del mapa, se muestran también:

- Controles para la operación de las FMCRD, para el accionar de las RIP y para el apagado/reinicio del reactor.
- Condiciones del núcleo.

Figura 20

Pantalla del mapa de la potencia y flujo del reactor del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Límites en el mapa de la potencia y flujo. Las áreas junto con las líneas punteadas nos marcan límites a evitar en el funcionamiento del sistema.

- Para mantener los límites térmicos y evitar el funcionamiento por encima del nivel de potencia nominal:
 - Cuando la potencia supera el 105% del valor nominal las barras de control se bloquean hasta que la potencia decaiga.
 - Cuando la potencia supera el 110% del valor nominal las barras de control se insertan hasta reducir la potencia en un 10%.
 - Cuando la potencia supera el 113% del valor nominal se activa el SCRAM.
- Se debe evitar la región III; ésta es una región de bajo flujo y alta potencia, esto produce inestabilidades en el núcleo por presentar oscilaciones en la densidad del refrigerante.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

- La región II se debe eludir, ya que en ella se da un exceso de humedad en el vapor que puede llegar a la turbina y dañarla.

Control de las barras de control. Para el FMCRD se tiene un control automático o manual; en el control manual se puede controlar la posición individual de los ocho conjuntos de barras representadas en el simulador.

Reinicio de SCRAM. En esta pantalla se tiene un botón para el reinicio del SCRAM que se podrá activar únicamente cuando el reactor ya no se encuentre en condiciones de SCRAM. Cuando se reinicia, la alarma de “Reactor Scram” se apagará y las varillas empezarán a retirarse del núcleo.

Control de las RIP. Las 10 RIP del ABWR real son modeladas por un abstracto agrupado de una sola unidad, con un único botón de control para el encendido y apagado de los motores de todas las bombas. La altura manométrica de las bombas se muestra en kPa y la velocidad promedio en RPM.

Las bombas siguen una preprogramación que cambian su velocidad ajustando la altura y el flujo del agua en núcleo, guiándose en la curva de flujo máximo trazada en el mapa de la pantalla y el punto de ajuste de diseño. También se tiene un control automático de las RIP en donde el punto de ajuste puede ser cambiado, y un control manual en donde se puede cambiar el porcentaje de salida, modificando el flujo del núcleo, la altura y la velocidad de las bombas.

Condiciones del núcleo. En la ventana también se muestran parámetros y estados de las condiciones del núcleo, a saber:

- Temperatura promedio del combustible (°C).
- Flujo (kg/s), temperatura (°C) y calidad del refrigerante (%) a la salida del núcleo.
- Flujo del agua de alimentación (kg/s).
- Relación de recirculación del refrigerante.
- Sección de ebullición, representada en color rosa.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

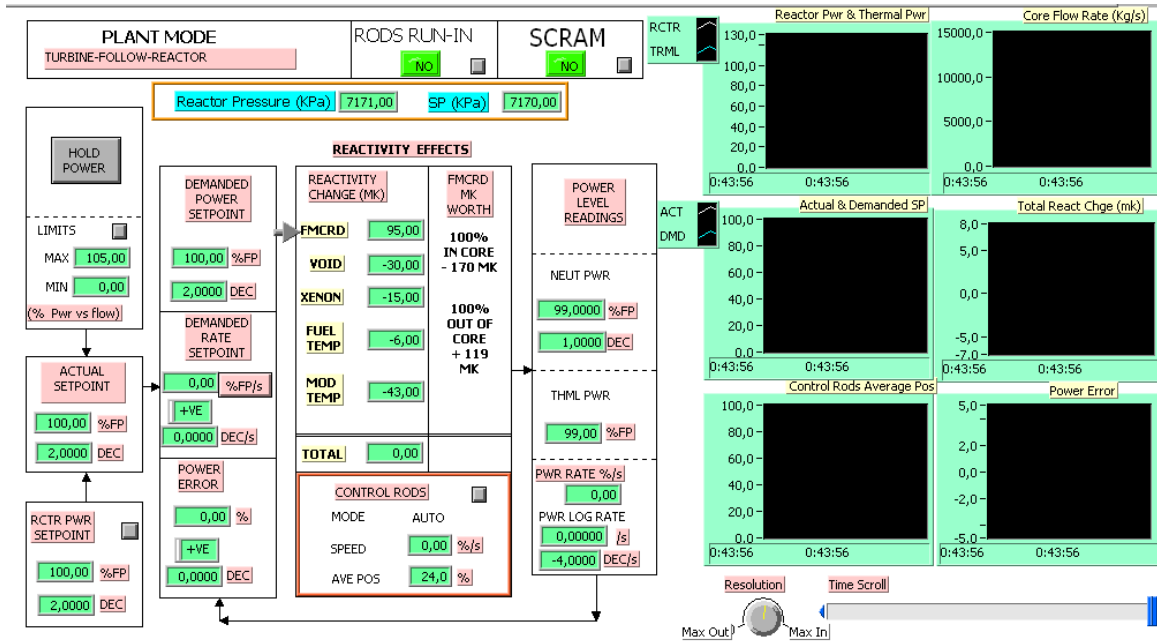
- Sección subenfriada, representada en color azul turquesa.
- Nivel de agua en el núcleo (m), que se representa en color azul.
- Flujo (kg/s), temperatura (°C) y presión (kPa) en el domo.
- Trayectoria del flujo de vapor saturado, representada con flechas grises.
- Trayectoria del flujo del refrigerante fuera de los canales del núcleo, representada con flechas azules.

Reactividad y puntos de ajuste

En esta ventana, mostrada en la Figura 21, se tienen diferentes entradas relacionadas con el control de la reactividad y potencia del reactor; éstas son: cambio en el punto de ajuste y la tasa de cambio de la potencia; interrupción del incremento o decremento de la potencia; cambio del control automático del rodaje de las barras de control y del SCRAM a una forma manual, y control de las FMCRD.

Figura 21

Pantalla de la reactividad y puntos de ajuste en la potencia del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Además de las entradas que intervienen en la reactividad, la pantalla cuenta con interfaces que muestran:

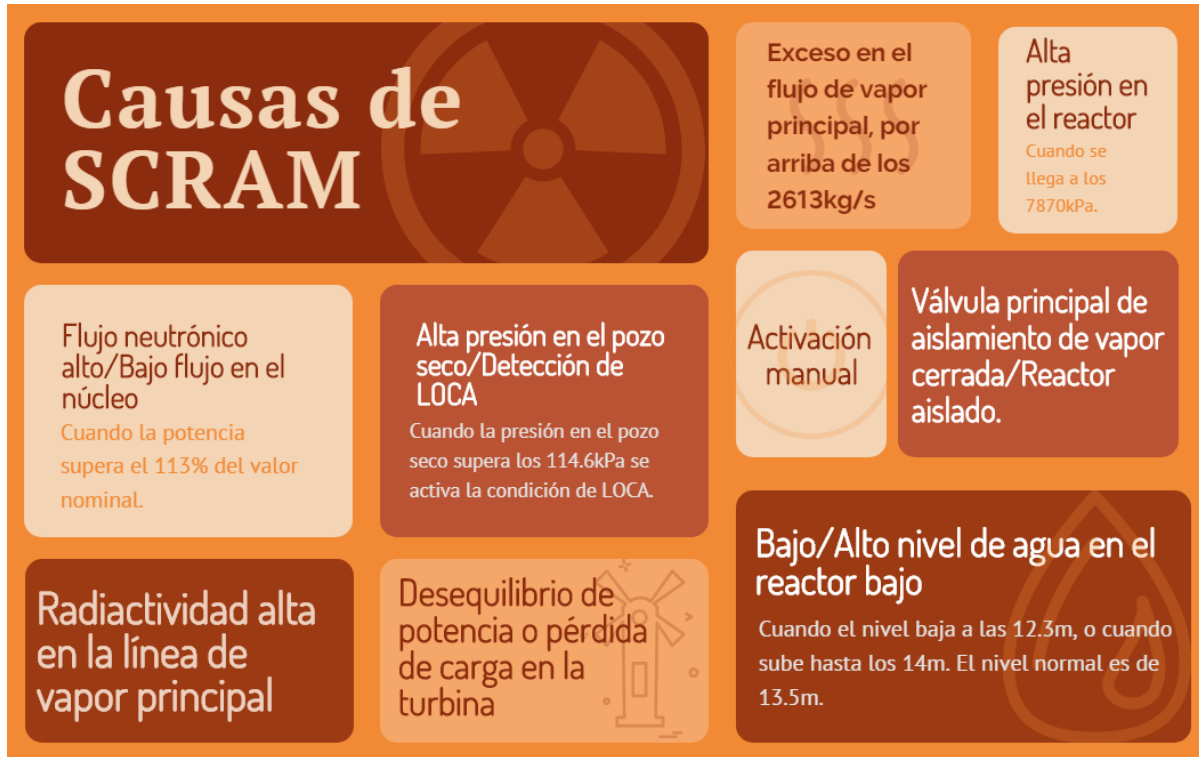
- El punto de ajuste actual.
- La potencia demandada y real.
- La tasa de crecimiento demandada y real.
- El error que se genera en la demanda de potencia real respecto a la demandada.
- Información en los cambios de reactividad debido a:
 - Las FMCRD.
 - La densidad de vacío.
 - El xenón.
 - La temperatura del combustible.
 - La temperatura del refrigerante.
 - La reactividad total.
- Gráficas en el tiempo:
 - Potencia del reactor y potencia térmica.
 - Flujo en el reactor.
 - Punto de ajuste actual y demandado.
 - Cambio total en la reactividad.
 - Inserción de las barras de control.
 - Error de potencia.

Parámetros de SCRAM

Se muestran todas las condiciones que son causa de la activación de SCRAM. En una interfaz muy sencilla el simulador muestra punto por punto cada uno de los eventos que provocan el paro súbito del reactor y una salida como señal de su activación. En la Figura 22 se muestran todos los eventos de la pantalla.

Figura 22

Eventos que son causa de SCRAM en el simulador



Nota: Información obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Turbogenerador

La pantalla se muestra en la Figura 23. En esta interfaz se tienen los controles referentes a la turbina y el generador, así como los parámetros principales que intervienen en el sistema de generación. Los parámetros mostrados son:

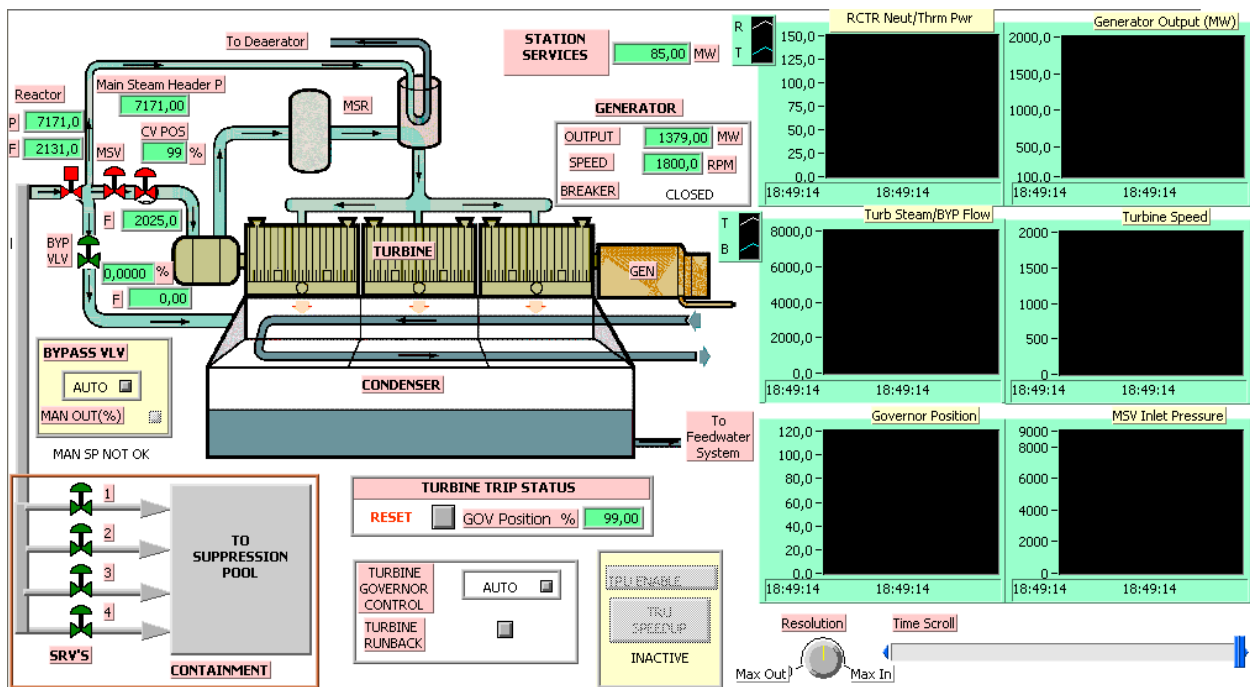
- Presión (kPa) y flujo (kg/s) del vapor principal antes de la válvula principal de aislamiento.
- Estado de la válvula principal de aislamiento.
- Presión del colector de vapor principal (kPa) después de la válvula de aislamiento.
- Estado de las SRV del vapor principal.
- Flujo a través de las válvulas de bypass (kg/s).

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

- Estado y apertura (%) de las válvulas bypass.
- Flujo de vapor a la turbina (kg/s).
- Estado y apertura de la válvula gobernadora (%).
- Potencia (MW) y velocidad de rotación (RPM) del generador eléctrico.
- Estado del interruptor de disparo del generador (abierto/cerrado).
- Estado del disparo y de control de la turbina.
- Potencia eléctrica (MW) para los servicios de la central.

Figura 23

Pantalla de la turbina y el generador eléctrico del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Referente a los controles que ofrece el simulador, tenemos:

- Control en la reducción automática de potencia de la turbina, permite el ajuste de la potencia de la turbina (%) y la tasa de reducción (%) para llegar al ajuste deseado.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

- Cambio de estado del disparo de la turbina, permitiendo reiniciar o accionar el disparo.
- Cambio de control automático a manual de la válvula bypass, y ajuste en la apertura (%) de la válvula.
- Cambio de control automático a manual de la válvula gobernadora. En el modo manual se permite aumentar, disminuir o detener la apertura de la válvula.
- Control para la puesta en marcha y aceleración de la turbina.

Agua de alimentación y extracción de vapor

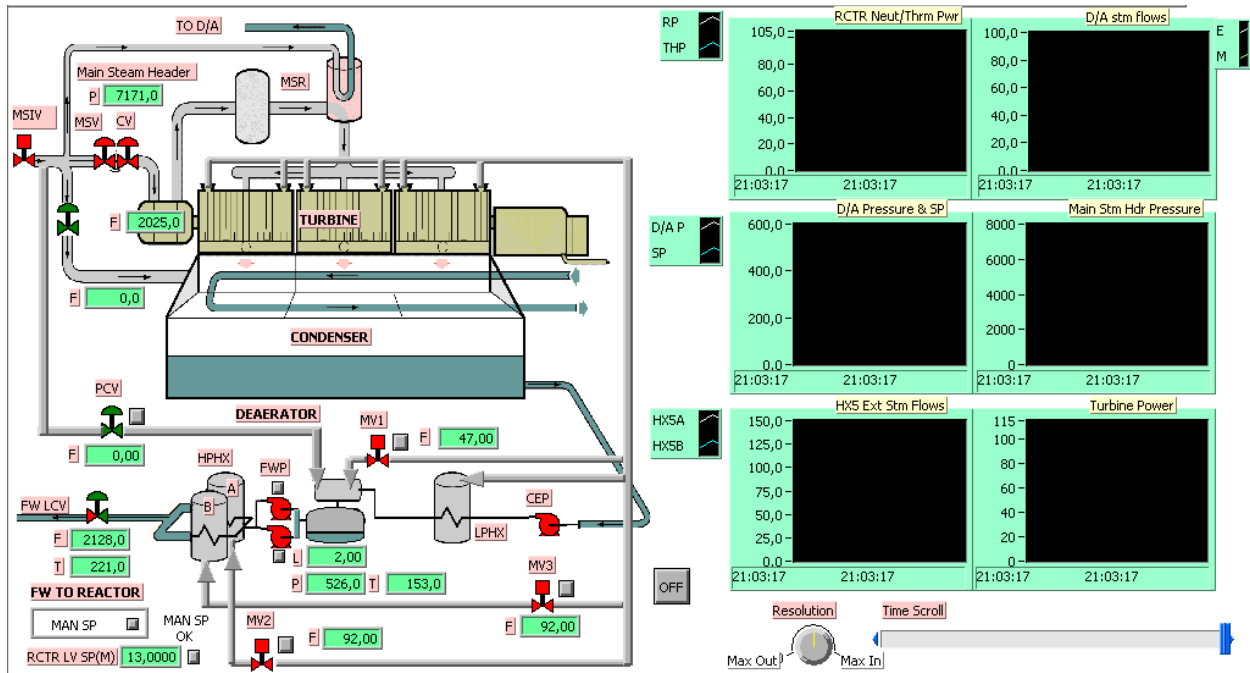
El sistema de agua de alimentación y extracción de vapor viene desde la línea de salida del vapor principal del reactor hasta la entrada del agua de alimentación al mismo. El circuito completo con sus elementos principales se muestra en la pantalla de la Figura 24. El programa cuenta con ventanas de los siguientes parámetros y controladores:

- Presión del colector de vapor principal (kPa) después de la válvula de aislamiento.
- Flujo de vapor (kg/s) a través de la válvula gobernadora.
- Estado de las válvulas de aislamiento principal, de bypass y gobernadora.
- Nivel (m), presión (kPa) y temperatura (°C) del desaireador.
- Estado y control de apertura (%) de las válvulas de extracción de vapor; de la línea principal de vapor y de la turbina al desaireador.
- Flujo (kg/s) en las válvulas de extracción de vapor al desaireador.
- Estado de la bomba de condensado.
- Estado y control (encendido/apagado) de la bomba de agua de alimentación principal y bomba de agua de alimentación auxiliar.
- Estado y control de apertura (%) de las válvulas motorizadas de los calentadores de alta presión.
- Flujo de vapor (kg/s) antes de los calentadores de alta presión.
- Flujo (kg/s) y temperatura (°C) del agua de alimentación.

- Estado de la válvula de control del nivel de agua del reactor.

Figura 24

Pantalla del sistema de agua de alimentación y extracción de vapor del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Medición del nivel de agua del reactor. Para la medición del agua en el reactor se tiene de referencia la medida desde el fondo de la vasija hasta la parte superior del combustible (TAF, Top of Fuel) igual a 9 m. A partir de eso tenemos varios puntos de ajuste de disparo.

- L8: está a 14 m respecto al fondo de la vasija o a 5 m respecto al TAF; en este nivel se acciona el disparo de turbina.
- L4: está a 13 m respecto al fondo de la vasija o a 4 m respecto al TAF; en este nivel se da una reducción deliberada y automática del flujo en el núcleo.
- L3: está a 12.30 m respecto al fondo de la vasija o a 3.30 m respecto al TAF; en este nivel se acciona el SCRAM.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

- L2: está a 11.43 m respecto al fondo de la vasija o a 2.43 m respecto al TAF; en este nivel se disparan las RIP, e inicia la RCIC por el ECCS.
- L1.5: está a 9.978 m respecto al fondo de la vasija o a 0.978 m respecto al TAF; en este nivel se ponen en marcha las bombas del HPCFS por el ECCS.
- L1: está a 9.153 m respecto al fondo de la vasija o a 0.153 m respecto al TAF; en este nivel se activa la purga del ADS y se ponen en marcha las bombas de RHR por el ECCS.

El nivel normal de agua o la medida normal es de 13.5 m respecto al fondo de la vasija.

Contención del reactor

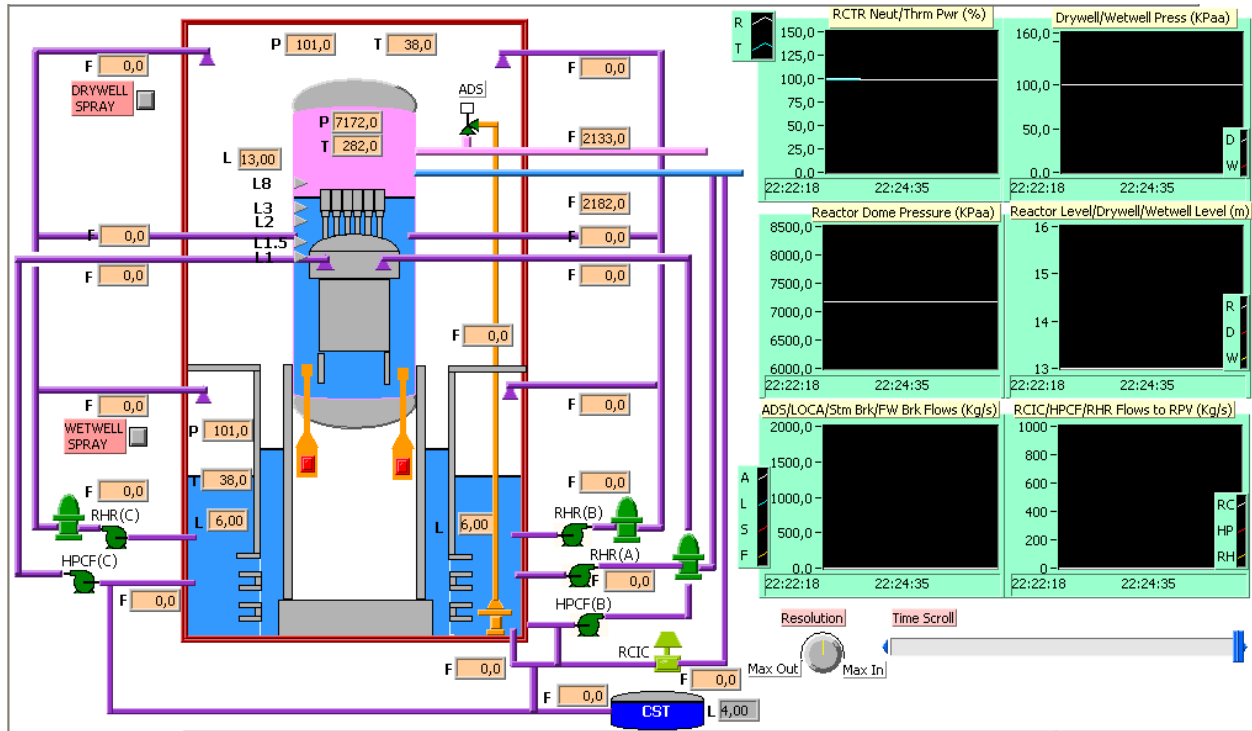
La contención primaria del ABWR se divide en dos secciones, el DW y WW. El DW se separa en dos volúmenes: el superior, que contiene la RPV, las líneas de vapor, las líneas de agua de alimentación y las SRV; el inferior, que alberga las RIP, el sistema FMCRD y el equipo de servicio del reactor. Por su parte, el WW se divide en un volumen de gas y otro de agua, llamado piscina de supresión.

Los ECCS que se encuentran dentro de la contención se clasifican en sistemas de alta presión y los de baja presión. En los de alta presión tenemos el HPCFS y la RCIC; los de baja presión se encuentran el ADS, y el sistema RHR.

En el programa, los fenómenos modelados en relación con la contención primaria y los ECCS son: los transitorios que involucran una descarga de la SRV y el caso en que una tubería se rompa dentro del DW. El simulador nos muestra una serie de parámetros y sistemas que ayudan a la comprensión básica del comportamiento de la contención; la pantalla respectiva para esto se ilustra en la Figura 25.

Figura 25

Pantalla del sistema de contención del reactor del simulador



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

Los parámetros que se muestran son los siguientes:

- Presión (kPa) y temperatura (°C) del DW.
- Presión (kPa) del WW.
- Temperatura (°C) y nivel (m) de la piscina de supresión.
- Simulación de los sistemas de venteo en caso de LOCA.
- Nivel de agua del reactor (m).
- Presión (kPa) y temperatura (°C) del vapor en el domo del reactor.
- Estado de las RIP.
- Flujo (kg/s) y estado de las bombas del sistema RCIC, HPCFS y RHR.

- Flujo (kg/s) y estado del ADS.
- Flujo (kg/s) del sistema de rociado del DW y WW.
- Nivel (m) y flujo (kg/s) del CST.

Gráficas de tendencia

En esta pantalla se muestran ocho ventanas con diferentes gráficas; en cada ventana hay opción de seleccionar cualquiera de los parámetros graficados en las pantallas anteriores. Cada gráfica muestra el comportamiento en el tiempo de los parámetros que se muestran en la Figura 26.

Figura 26

Parámetros de las gráficas de tendencia del simulador

Reactor Power (%)	Steam Flow through Bypass Valve (kg/s)
Reactor Power Setpoint (%)	Total Steam Flow through Safety Relief Valves (kg/s)
Neutron Power Log Rate (%/s)	Main Steam Header Pressure (KPa)
Thermal Power Release in Nuclear Fuel (MWth)	Main Steam Temperature at HP Turbine Inlet (Deg. C)
Core Thermal Power (MWth)	Main Steam Pressure at HP Turbine Inlet (KPa)
Average Fuel Temperature (Deg. C)	Deaerator Pressure (KPa)
Average Fuel Center Temperature (Deg. C)	Deaerator Level (m)
Average Fuel Clad Temperature (Deg. C)	Main Steam Flow to Deaerator (kg/s)
Average Control Rods Position in Core (%)	Deaerator Extraction Steam Flow From Turbine (kg/s)
Control Rods Reactivity Change (mk)	Main Stm to Deaerator PCV Pos (normalized)
Coolant Void Density Reactivity Change (mk)	HP Heater 5A Extraction Steam Flow From Turbine (kg/s)
Xenon Load Reactivity Change (mk)	HP Heater 5B Extraction Steam Flow From Turbine (kg/s)
Fuel Temperature Reactivity Change (mk)	Ave Temp of Feedwater at HPHX Outlet (Deg C)
Moderator Temperature Reactivity Change (mk)	Feedwater Flow to Reactor (kg/s)
Total Reactivity Change (mk)	Turbine Mechanical Power (%)
Reactor Dome Pressure (KPa)	Turbine Gross Electrical Power (MW)
Reactor Dome Steam Temperature (Deg. C)	Turbine Speed (RPM)
Core Coolant Flow Rate (kg/s)	Drywell Pressure (KPa(a))
Coolant Quality at Core Exit (%)	Wetwell Pressure (KPa(a))
Coolant Temperature at Core Exit (Deg. C)	Drywell Level (m)
Boiling Length in Core (m)	Wetwell Level (m)
Core Recirculation Flow Rate (kg/s)	Steam Flow to Suppression (Wetwell) Pool via Steam Relief Valves SRV (Kg/s)
Reactor Water Level (m)	Steam Flow from Drywell to Wetwell via Vents (Kg/s)
Reactor Water Level Setpoint (m)	LOCA Break Flow to Drywell (Kg/s)
Reactor Internal Pumps Speed (RPM)	Steam Line Break Flow in Drywell (Kg/s)
Reactor Internal Pumps Head (KPa)	Feedwater Line Break Flow in Drywell (Kg/s)
ECI Core Spray Flow (kg/s)	Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) Flow (Kg/s)
Total Steam Flow From Reactor Dome (kg/s)	HP Core Flooder (HPCF) Flow (Kg/s)
Steam Flow to Turbine (kg/s)	LP Core Flooder (LPCF) Flow (Kg/s)

Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA.

CAPÍTULO 4

ANÁLISIS DE ALGUNOS TRANSITORIOS DEL ABWR

Estados y procedimientos de operación

Tener definidos ciertos estados de operación en una instalación, ya sea nuclear o no, ayuda a clasificar los incidentes que se puedan presentar en diferentes cambios de la normalidad de operación. Así podemos tomar medidas de seguridad y construir una guía que nos indique como proceder ante diferentes eventos que puedan presentarse.

Para Delgado (2011) en una central nuclear existen cuatro estados de operación, también llamados condiciones de funcionamiento; éstos son operación normal, operación anormal, operación de emergencia y uno más que trata el caso de accidentes severos. A cada estado le corresponde un procedimiento para garantizar la seguridad del conjunto. A continuación se detallan los estados y procedimientos de cada operación.

Normal

En la operación normal de la planta nuclear el estado de funcionamiento cae dentro de los límites y condiciones de operación establecidos (Tanarro y Tanarro, 2008). Por tanto, los procedimientos de seguridad a seguir tienen que controlar ese mismo estado en todos los eventos de operación normal, como parada y arranque del reactor, cambios de carga, mantenimiento, monitoreo, recarga de combustible, entre otros establecidos en las Especificaciones Técnicas de Operación de la planta (Delgado, 2011).

Anormal

En este estado de operación la central sale fuera de las condiciones de operación normal, es decir, uno o más parámetros se exceden de los límites establecidos en el diseño de la planta. Estos incidentes

operacionales son previstos y son considerados como base de diseño, por lo que no producen la activación de los sistemas de protección, ya que no representan ningún riesgo alto para la planta (Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, 2019). El procedimiento general es la atención de las alarmas activadas y posteriormente la toma de acciones correctoras para devolver los parámetros a los límites de operación normal.

Emergencia

En esta etapa se activan los sistemas de protección en respuesta a los accidentes contemplados en el diseño o a cualquier otro que quede fuera de éste. Las acciones a tomar tienen como propósito general estabilizar y asegurar la instalación, tratando de reducir los daños consecuentes y evitar la degradación del núcleo.

Accidentes severos

Este estado se da cuando ninguno de los procedimientos anteriores basta para evitar la degradación del núcleo y los parámetros afectados no logran regresar su estado normal. “Una vez producido el daño al núcleo, se entraría en las guías de gestión de accidentes severos, diseñadas para mitigar los daños y minimizar las posibles liberaciones al exterior” (Tanarro y Tanarro, 2008, p. 326).

Además de la clasificación anterior propuesta por Delgado, existen otras formas de categorizar los estados y los procedimientos de operación de una central. Son, por ejemplo, la categorización por la frecuencia de ocurrencia de los eventos, por el límite de daños en el equipo o instalación, o por consecuencias radiológicas (International Atomic Energy Agency, s. f.).

Transitorios

En las centrales nucleares existen eventos que causan la variación de las condiciones normales de operación de la instalación; estos eventos, que se conocen como transitorios, alteran el valor de uno o más parámetros operacionales, como son la temperatura, la presión, la potencia y la calidad del refrigerante (Koelzer, 2007).

Es importante aclarar que los transitorios son fenómenos diferentes a los accidentes; estos últimos tienen una menor probabilidad de ocurrencia y consecuencias más severas; aun así, ambos eventos deben estudiarse meticulosamente para predecir y evitar daños.

Toda central nuclear debe ser capaz de resguardar la seguridad de las instalaciones, de las personas que laboran en la planta y de las que viven en regiones vecinas. Para lograrlo, los sistemas de control y protección tienen que hacer frente a cualquier transitorio o accidente que se presente (Rodríguez, 2006).

La Sociedad Nuclear Americana (como se citó en Tanarro y Tanarro, 2008) clasifica las condiciones de transitorio “en función de su frecuencia estimada y de sus posibles consecuencias radiológicas” (p. 457). En la Tabla 6 se muestra dicha clasificación.

Tabla 6

Condiciones de transitorio

Transitorio	Frecuencia aproximada	Consecuencias	Ejemplos
Transitorio operacional	Presente en la operación normal de la central	El funcionamiento presenta desviaciones permisibles.	Funcionamiento a potencia, recarga, mantenimiento.
Transitorio de frecuencia moderada	Una vez al año	En el peor de los casos ocasiona un SCRAM.	Pérdida de agua de alimentación, pérdida de caudal de refrigerante o caída de barras.
Fallo infrecuente	Una vez en toda la vida de la central	Pueden provocar daños a una pequeña fracción del combustible.	LOCA por rotura pequeña, rotura de tubos de generador de vapor.
Fallo limitativo	No se espera que suceda	Pueden provocar una liberación radiactiva importante al exterior.	LOCA por rotura grande, rotura de líneas de vapor.

Nota: Datos tomados de la ANS (como se citó en Tanarro y Tanarro, 2008).

Así como los estados de operación, los transitorios se pueden clasificar de diferentes formas, incluso se pueden tomar a éstos como un estado de operación más de la planta. Es el caso de la clasificación usada por Tanarro y Tanarro en la Tabla 6, donde las últimas dos condiciones de transitorio se podrían llegar a considerar accidentes.

Rodríguez Pérez (2006) menciona que para el análisis de transitorios toma como referencia principalmente el Código de Regulaciones Federales de los Estados Unidos, apéndice A de la parte 50 del título 10 (10CFR50). Además Rodríguez presenta otro tipo de clasificación mostrada en la Figura 27 según las causas.

Figura 27

Clasificación de transitorios según sus causas y sus eventos consecuentes



Nota: Información obtenida de (Rodríguez Pérez, 2006).

Como sea que sean catalogados, los transitorios tienen siempre como consecuencia una variación en el funcionamiento de la central; en algunos casos es mínimo y en otros pueden provocar un accidente irreversible. En cualquier caso se puede ver una relación entre transitorios y estados de operación de la central; por ello, el estudio de los transitorios es la base en la seguridad del funcionamiento del reactor y en

la formación de procedimientos a seguir en caso de una alteración en la operación normal de la planta nuclear.

Definición de los eventos transitorios y de falla en el simulador

Existen 18 eventos predeterminados en el programa que se pueden simular, en donde la central tiene un mal funcionamiento; éstos son:

- Pérdida del agua de alimentación (se paran las bombas de agua de alimentación).
- Aumento del flujo del núcleo debido a una falla en el control del flujo.
- Disminución del flujo del núcleo debido a una falla en el control del flujo.
- Aumento del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el control de la presión.
- Disminución del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el control de la presión.
- Falla del transmisor de presión de la turbina.
- Apertura de una SRV de una línea principal de vapor.
- Apertura de una válvula de control del agua de alimentación.
- Falla de la válvula bypass en un disparo de turbina.
- Retirada involuntaria de un banco de barras de control.
- Inserción involuntaria de un banco de barras de control.
- Aislamiento involuntario del reactor.
- Pérdida del calentamiento del agua de alimentación.
- Pérdida de potencia en 3 RIP.
- Fractura de una línea de vapor en el DW.
- Fractura de una línea de FW en el DW.
- Fractura de tamaño medio en la vasija (800 kg/s LOCA).
- Rechazo de carga.

Algunos de los eventos que implican transitorios de presión son analizados a continuación, con base en el manual de usuario “Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems” emitido por el OIEA en 2011 y con información del curso de Tecnología de Reactores Nucleares impartido por el profesor Edgar Salazar Salazar (2020) para el Posgrado en Energía de la UNAM.

Aumento del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el controlador de presión

Esta falla se da por un mal funcionamiento del controlador de presión, ocasionando una mala lectura en la variable de entrada. El sistema se comporta como si se tuviese un valor superior al del punto de ajuste de presión (7170 kPa), aunque en realidad el valor de la presión es normal.

¿Qué se espera? Al detectarse una presión alta, la central hace las acciones pertinentes para reducirla; para ello el sistema de RPC tiene dos válvulas para controlarla: la válvula gobernadora y la válvula bypass. Para reducir la presión se abren ambas válvulas, lo que ocasiona que el flujo de vapor en el domo aumente, tal y como lo dice el nombre de la falla. Posteriormente el sistema tiene que reducir el sobre flujo de vapor que se tiene, por lo que el flujo del refrigerante en el núcleo disminuye. Dado que el flujo de vapor seguirá aumentando a medida que las válvulas de control se abran hasta llegar al 100%, se tienen dos posibilidades: una es que la disminución del flujo en el núcleo contrarreste el aumento en el flujo de vapor y el sistema se estabilice, y la otra es que el aumento del flujo de vapor sea tan rápido que se rebase el flujo permitido causando un paro súbito del reactor.

Disminución del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el controlador de presión

Esta falla también se da por un mal funcionamiento en el controlador de presión, pero en este evento se tiene que la presión medida es menor a la del punto de ajuste (7170 kPa), esto cuando en realidad el valor es normal.

¿Qué se espera? El sistema de RPC es el primero en actuar ante el fenómeno, utilizando las válvulas bypass y gobernadora, como en el caso de una presión alta. Para el caso anterior, ambas válvulas tendían a la apertura; en este caso será lo contrario: ambas se cerrarán para intentar aumentar la presión del

reactor. Al irse cerrando la gobernadora, los flujos de vapor en el domo y en la turbina disminuirán junto con la potencia eléctrica del generador. En el mismo instante en que las válvulas vayan cerrándose, el flujo del refrigerante aumentará para que se genere más vapor y aumente la presión del reactor.

Tanto la disminución en la apertura de la gobernadora como el aumento en el flujo del reactor ocasionarán un rápido aumento en la presión, lo que cambiará el efecto del flujo del refrigerante pasando de aumentar a decrecer. Lo que seguirá para la central será controlar el súbito escalar de la presión; el BWR pasaría a abrir las SRV para depurar el exceso de presión en la alberca de supresión u optar por la inserción de las barras de control para frenar la generación de vapor y aminorar el incremento de presión paulatinamente.

Falla del transmisor de presión de la turbina

La falla ocasionará que el transmisor de presión de la turbina “sea engañado” haciéndolo creer que la presión en el vapor es baja y que está decayendo, cuando en realidad la presión está en su valor normal.

¿Qué se espera? El sistema de control de la turbina actuará rápidamente disminuyendo la potencia de la turbina (Runback Turbine). Se cerrará la válvula gobernadora para sostener la presión necesaria para la turbina. La anomalía del evento se presentará al empezar a disminuir la apertura de la válvula gobernadora, esto ocasionará un excedente en la presión debido a que en realidad la presión del reactor era la normal.

El aumento de presión en la vasija hará que la densidad de la mezcla agua-vapor aumente, reduciendo así la fracción de huecos y aumentando la capacidad moderadora del fluido. Por consiguiente, habrá un mayor flujo neutrónico y una mayor potencia neutrónica. Al tener un incremento en la presión y en la potencia podría darse un SCRAM por alto flujo neutrónico o por alta presión. Antes de darse el paro del reactor, podría lograrse la reducción de la potencia insertando las barras control en el núcleo.

Por otro lado, el flujo de vapor hacia la turbina se estará reduciendo conforme la válvula gobernadora se cierra, posibilitando un paro de turbina al no tener circulación de vapor.

Apertura de una SRV de una línea principal de vapor

Puede suceder que falle una válvula SRV de una línea de vapor principal, haciendo que se abra repentinamente y desvíe parte del flujo de vapor principal hacia la alberca de supresión.

¿Qué se espera? Al tener una pérdida en el flujo de vapor principal la turbina tendrá una entrada menor de éste, a la vez que la presión del reactor cae. En respuesta, la turbina tendrá que disminuir su potencia automáticamente reduciendo la apertura de la válvula gobernadora. El reactor aumentará la potencia térmica para tener una mayor generación de vapor en el núcleo e intentar mantener la presión. La disminución de presión por la SRV y la pérdida de densidad por aumentar la potencia térmica ocasionará una caída en la potencia neutrónica por lo que el reactor tendrá que usar las barras de control para mantener la potencia.

Si se consigue controlar la presión y suministrar el flujo de vapor demandado por la turbina podríamos esperar que la central siga su funcionamiento normal, lo cual no pasaría fuera del simulador. En una planta real se tendría que parar el reactor porque el vapor que se deriva a la alberca de supresión aumentaría paulatinamente su temperatura, y al formar parte de los sistemas de enfriamiento no se desea que la temperatura de ésta sea alta.

En caso de que el flujo de vapor y la presión no sean los necesarios para que la turbina siga su funcionamiento, la válvula gobernadora se seguiría cerrando hasta que se ocasione un disparo de ésta.

Falla de la válvula bypass en un disparo de turbina.

En este evento se juntan dos transitorios, un disparo de turbina y una falla en la válvula bypass. En un disparo de turbina convencional, la válvula de paro se cierra inmediatamente provocando un aumento de presión en el reactor, por lo que el sistema abre la válvula bypass como parte de las acciones implementadas para liberar presión y desviar el flujo de vapor. Además de la válvula bypass, en un disparo de turbina se tienen las SRV que se abren a cierta presión para derivar parte del flujo de vapor hacia la alberca de supresión.

En el transitorio predeterminado del simulador no se tendrán una de las dos vías usuales de despresurización, ya que la falla estudiada provoca que la válvula bypass no se abra.

¿Qué se espera? En un principio, al no abrirse la válvula bypass y al cerrar de golpe la válvula de paro, se podría ver un aumento repentino de presión aun mayor como sería en un disparo de turbina normal; esto llevaría a que el decremento de huecos en el núcleo sea mayor y por tanto la moderación y la potencia neutrónica se incrementen aún más de lo habitual en el disparo. La potencia eléctrica caerá desde un inicio al desacoplarse el generador de la turbina debido a que el flujo de vapor a la turbina es cortado desde el primer instante por la válvula de corte.

Al tener el aumento en la potencia neutrónica y en la presión se espera la activación de un SCRAM junto con la inserción de las barras de control. Ya con las barras adentro, la potencia neutrónica caerá y con ayuda de las SRV la presión empezará a disminuir. En cuanto a la potencia térmica, ésta tendrá una disminución paulatina a lo largo de la falla.

Aislamiento involuntario del reactor

La falla se da por un cierre involuntario de la MSIV, lo cual provoca que la turbina quede aislada por completo de la RPV dejando sin suministro de vapor al sistema de generación eléctrica.

¿Qué se espera? El flujo a través de la MSIV se reducirá a medida que la válvula se cierra; por lo tanto, la presión en el reactor aumentará provocando un incremento repentino en la potencia neutrónica, haciendo que se active el SCRAM por alto flujo neutrónico. Las barras se insertarán y reducirán la potencia neutrónica.

Del lado del turbogenerador se tendrá una disminución inmediata en la potencia eléctrica por la falta de vapor en la turbina, el sistema de control de la turbina intentará sin éxito compensar la pérdida de flujo llegando a un punto en que la turbina se dispare y el generador se desacople.

Finalmente, las potencias neutrónica, térmica y eléctrica caerían; la apertura de las válvulas SRV acompañado de la disminución en la generación de vapor conseguirían bajar lentamente la presión del reactor.

Fractura de una línea de vapor en el DW

Se da una rotura en una de las líneas principales de vapor dentro del DW, antes de la MSIV y fuera de la RPV. Esta falla se considera un LOCA.

¿Qué se espera? Iniciada la falla, la presión en el domo disminuirá mientras que la del DW comenzará a subir; en cuanto al flujo de vapor éste se reducirá después de la MSIV y se incrementará en el DW. Al detectarse la fractura la válvula MSIV, ésta tendrá que cerrarse para aislar al reactor lo que incrementará de golpe la presión en el reactor. Se puede dar señal de SCRAM ya sea por la detección del LOCA, por alta presión o por el aislamiento del reactor.

Al perderse el flujo de vapor hacia la turbina se perderá la potencia eléctrica hasta el punto de desconectar el generador y disparar la turbina.

Por otro lado, al darse la señal de LOCA, el ECCS se activará al mismo tiempo que las RIP se tendrán que parar automáticamente.

Fractura de una línea de FW en el DW

La falla es también considerada LOCA por la pérdida de agua de alimentación debido a una fractura dentro del DW en la línea de agua de alimentación.

¿Qué se espera? Al perder el refrigerante dentro del DW se pensaría en primera instancia que el flujo en el núcleo disminuya a la vez que la presión dentro del DW aumente. Al perder flujo de agua de FW y flujo de vapor, el nivel del reactor comenzaría a bajar.

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Como consecuencia de esto, el sistema de emergencia para el enfriamiento del núcleo tendrá que entrar en acción como salvaguarda del reactor lo que ocasionaría el paro de las bombas de agua de alimentación y el paro súbito del reactor.

Por seguridad, la válvula de aislamiento principal tendría que cerrarse para apartar la contención de los demás sistemas de la central. El cierre de la MSIV provocará un transitorio fuerte de presión en el reactor por lo que las SRV se abrirían liberando presión del reactor y dirigiendo flujo de vapor hacia la alberca de supresión, lo que aumentaría la presión en el WW.

Otros eventos

El disparo de turbina no se considera dentro de las fallas predeterminadas del simulador porque en todas las pantallas del programa se dispone de un botón para su accionamiento directo. En este trabajo no se analiza directamente a pesar de ser un evento característico de los transitorios de presión, pero sí se consideran algunos eventos que involucran al disparo en conjunto con otra falla del sistema o como consecuencia de la falla.

Otro evento importante definido como transitorio de presión que no es desarrollado aquí es la pérdida de potencia eléctrica del exterior o rechazo de carga por parte del generador. Se omite el transitorio debido a que su comportamiento es similar al de un disparo de turbina y, como se mencionó, hay otras fallas que lo involucran.

CAPÍTULO 5

RESULTADOS DEL SIMULADOR ABWR PARA TRANSITORIOS DE PRESIÓN

Para el desarrollo de este trabajo se estudiaron cuatro de los eventos descritos en el capítulo anterior en los que se presentan transitorios de presión; estos son aumento del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el controlador de presión, falla del transmisor de presión de la turbina, falla de la válvula bypass en un disparo de turbina y fractura de una línea de FW en el DW.

Método

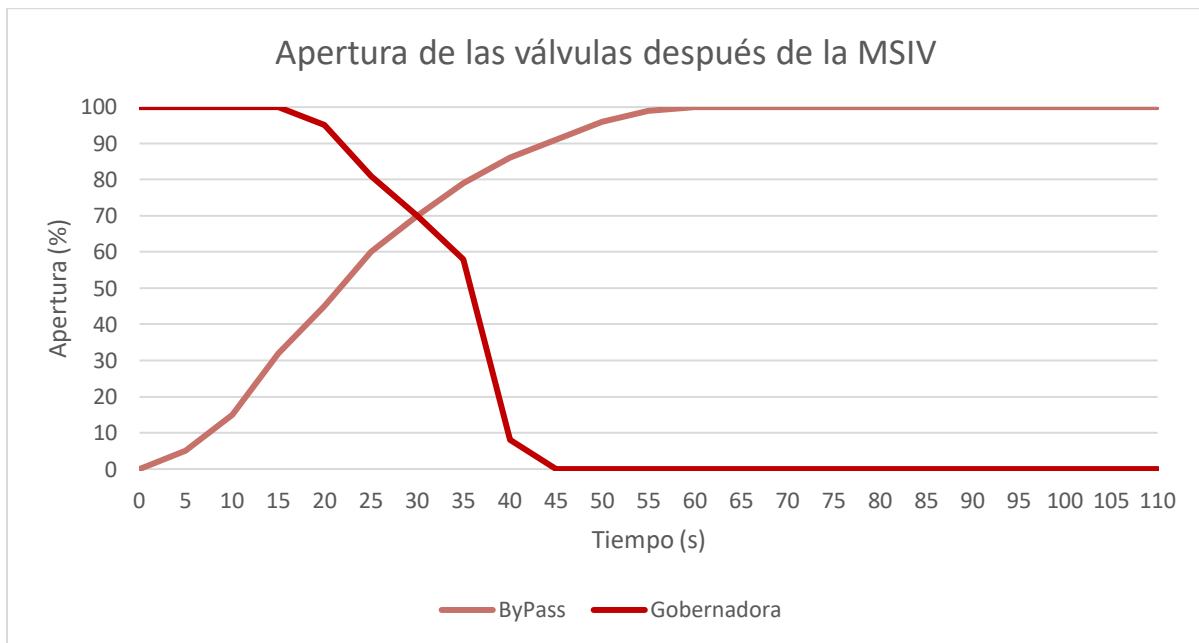
Para la simulación de las fallas se empezó la ejecución de estas a partir de las condiciones a plena potencia de la planta, se dejó correr el simulador 60 segundos como se recomienda en el manual del OIEA antes de ejecutar la falla. Para cada evento se recolectaron datos manualmente de las variables mostradas en las diferentes pantallas del simulador, se vaciaron en una base de datos y se generaron los diferentes gráficos que se muestran para facilitar el análisis del comportamiento de la central. Cada gráfico se desarrolla a lo largo del tiempo de la simulación, siendo el tiempo $t = 0$ segundos el vaciado de los datos a plena potencia y el tiempo $t = 5$ segundos el momento de la inserción de la falla. El tiempo final variará según la falla analizada, ya que cada una de ellas se desarrolla a tiempos diferentes.

Transitorio 1: Aumento del flujo de vapor en el domo debido a una falla en el controlador de presión

Al detectarse el supuesto aumento de presión del reactor los sistemas de control de la planta accionan los mecanismos pertinentes para regresar la presión a su punto de ajuste, esto es, aumentar la apertura de la válvula gobernadora y de la válvula bypass. En la Figura 28 se observa como ambas válvulas tienen dinámicas opuestas a lo largo de la simulación. En los primeros 14 segundos de la simulación ambas válvulas tienden a abrir, pero como se ve en el gráfico, la válvula gobernadora desde el inicio ya está al 100% de su apertura, por lo que la única que muestra apertura es la válvula bypass.

Figura 28

Apertura de las válvulas de bypass y gobernadora a lo largo de la simulación del transitorio 1

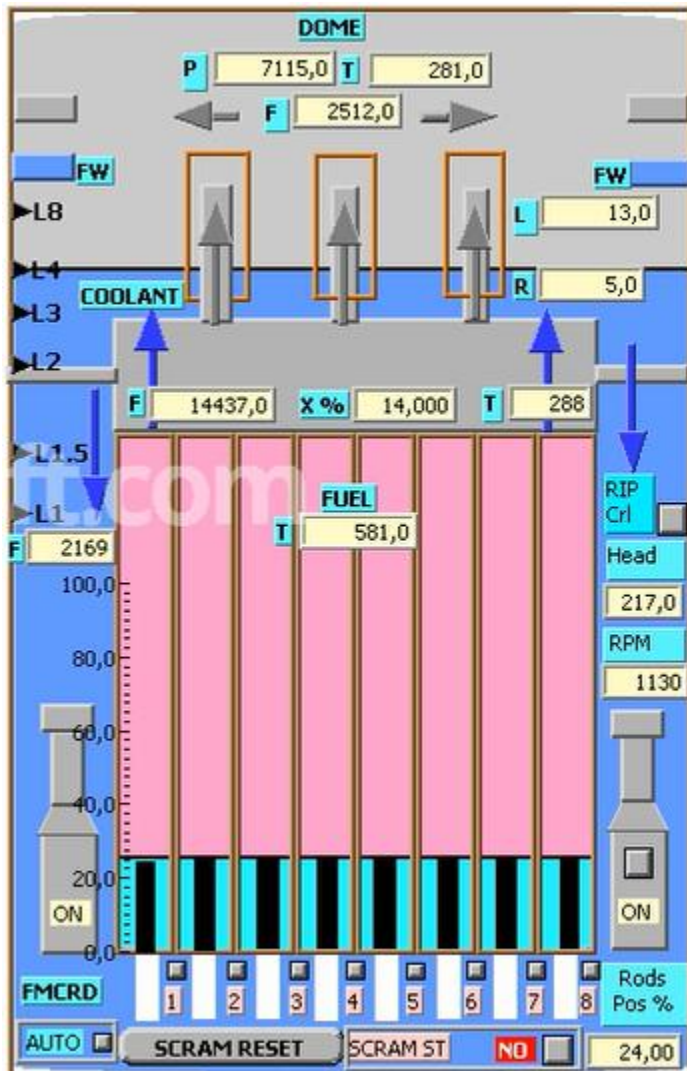


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Increasing steam flow from dome due to pressure control failure”.

Estas dos válvulas, o mejor dicho, la válvula bypass provocan que la presión disminuya por debajo del valor normal de operación, lo que ocasiona que el flujo de vapor principal aumente. Esto se ve en la Figura 29 donde el agua subenfriada disminuye y la mezcla saturada aumenta.

Figura 29

Vasija del reactor de la pantalla del mapa de la potencia neutrónica y flujo del simulador del transitorio 1

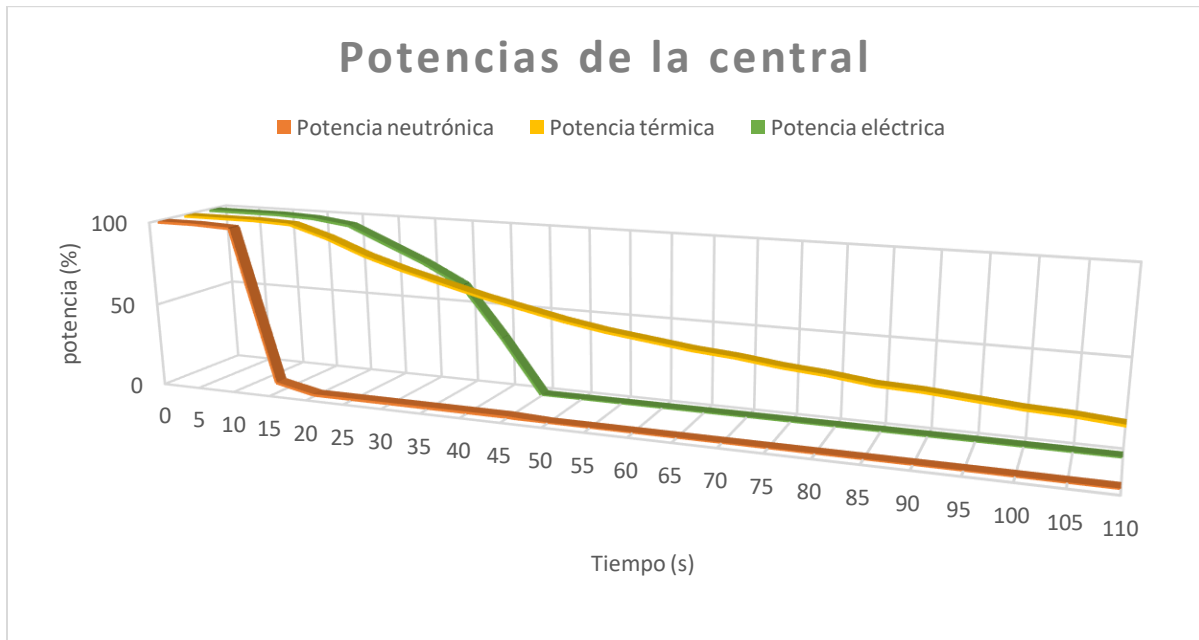


Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada "Increasing steam flow from dome due to pressure control failure" a los 14 segundos de iniciada la falla.

El incremento en el flujo de vapor llega a un punto que sobrepasa el 120% del valor del flujo de vapor principal a plena potencia lo cual, como se había visto, es causa de SCRAM. Al darse la señal de paro del reactor en el segundo 14 de la simulación, las barras de control empezarán a insertarse inmediatamente; en la Figura 30 se observa como todas las potencias de la central comienzan a descender a partir de la inserción de las barras.

Figura 30

Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear en la simulación del transitorio 1

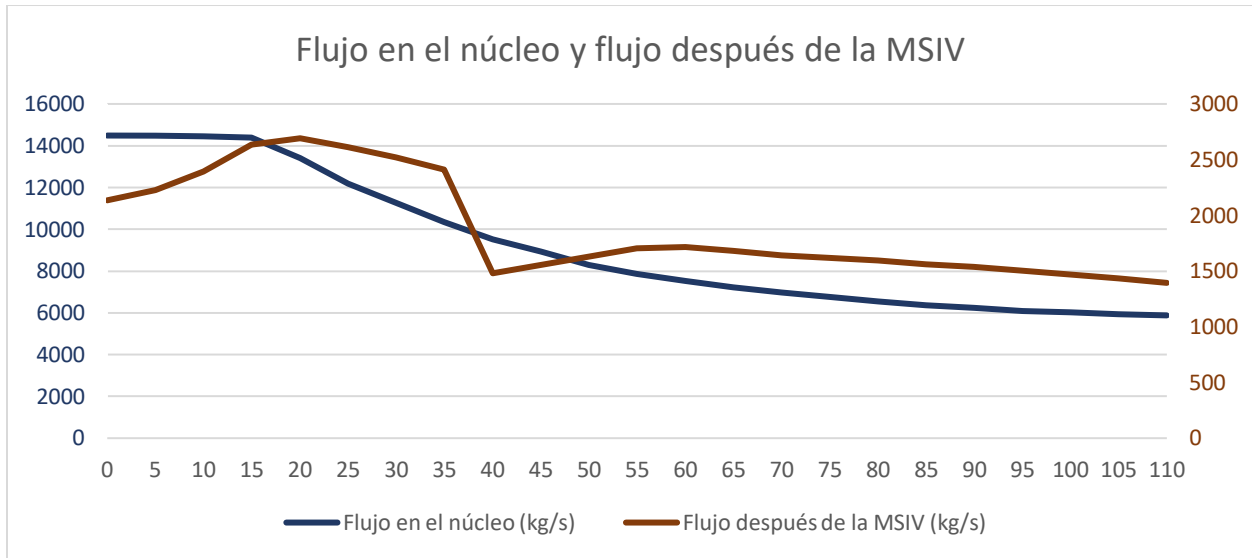


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada "Increasing steam flow from dome due to pressure control failure".

Al empezar la inserción de las barras, el descenso del flujo del refrigerante en el núcleo comienza acelerarse drásticamente; en la Figura 31 se ve este cambio. La disminución rigurosa del refrigerante repercute en el flujo de vapor, ya que al tener un menor flujo en el núcleo implica menor generación de vapor. Así, el flujo de vapor principal cambia volviéndose más lenta la forma en que incrementa; en el tiempo $t = 20$ segundos se ve un punto máximo en la concavidad.

Figura 31

Flujo del refrigerante en el núcleo y flujo de vapor después de la MSIV a lo largo de la simulación del transitorio 1



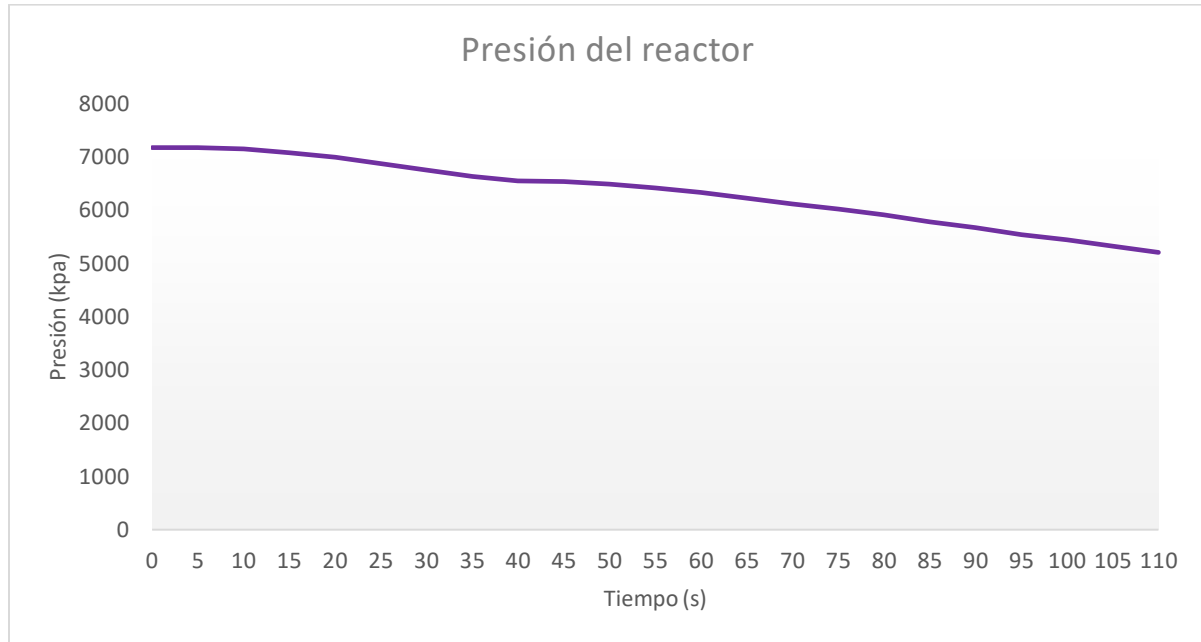
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Increasing steam flow from dome due to pressure control failure”.

Las acciones previas al SCRAM hacen efecto en la presión; desde los primeros cinco segundos la presión comienza a descender. Debido a la caída del flujo del refrigerante y a la liberación del flujo de vapor, la presión seguirá disminuyendo de forma más o menos constante durante toda la simulación como se ve en la Figura 32. En el segundo 25 se activa la señal de baja presión en el reactor y en el segundo 53 la señal de muy baja presión.

Después de esto otros sistemas se empiezan a ver afectados: se da un paro en la turbina y en las bombas de agua de alimentación en el segundo 38, se desconecta el generador en el segundo 42, e incluso en el segundo 106 se da una segunda señal de SCRAM debido a un alto nivel de agua en el reactor.

Figura 32

Presión del reactor a lo largo de la simulación del transitorio 1



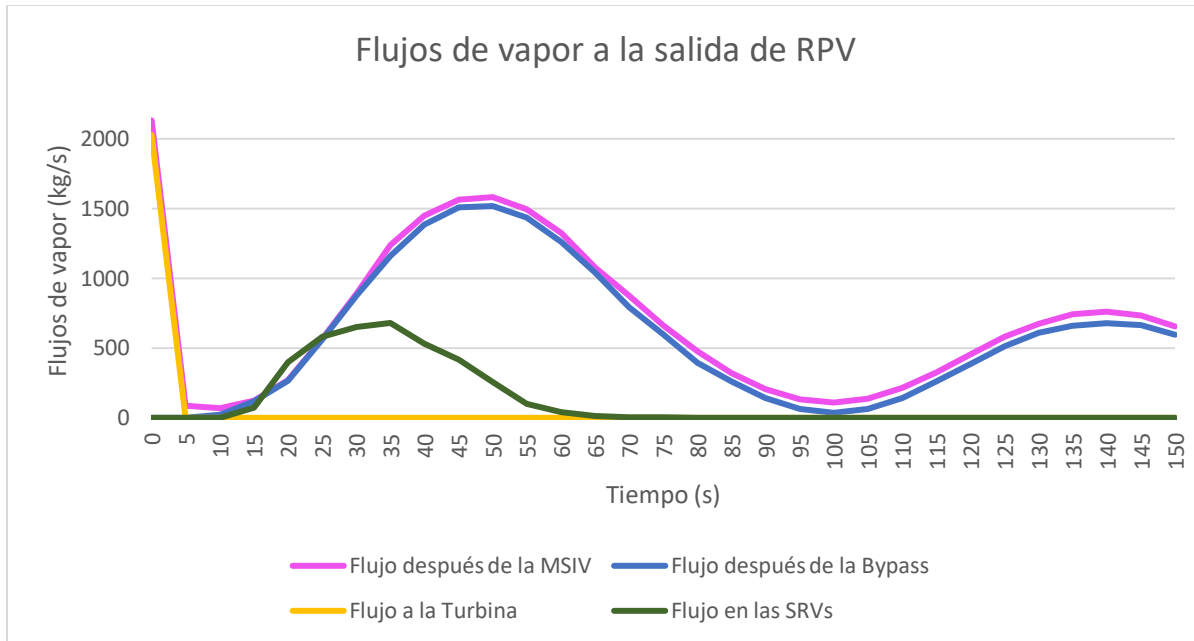
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Increasing steam flow from dome due to pressure control failure”.

Transitorio 2: Falla del transmisor de presión de la turbina

Al iniciar el evento el transmisor de presión de la turbina fallará “engañando” al sistema de control de presión de la turbina “creyendo” que la presión es baja. En respuesta, el sistema regulará la apertura de la válvula gobernadora y reducirá automáticamente la potencia de la turbina para mantener la presión del vapor principal. En la Figura 33 se observa la caída del flujo de vapor a la turbina debido al cierre súbito de la válvula gobernadora desde el primer segundo del inicio de la falla.

Figura 33

Flujos de vapor del transitorio 2 a la salida de la RPV: después de la MSIV, después de la válvula de bypass, en las SRV y a la turbina.



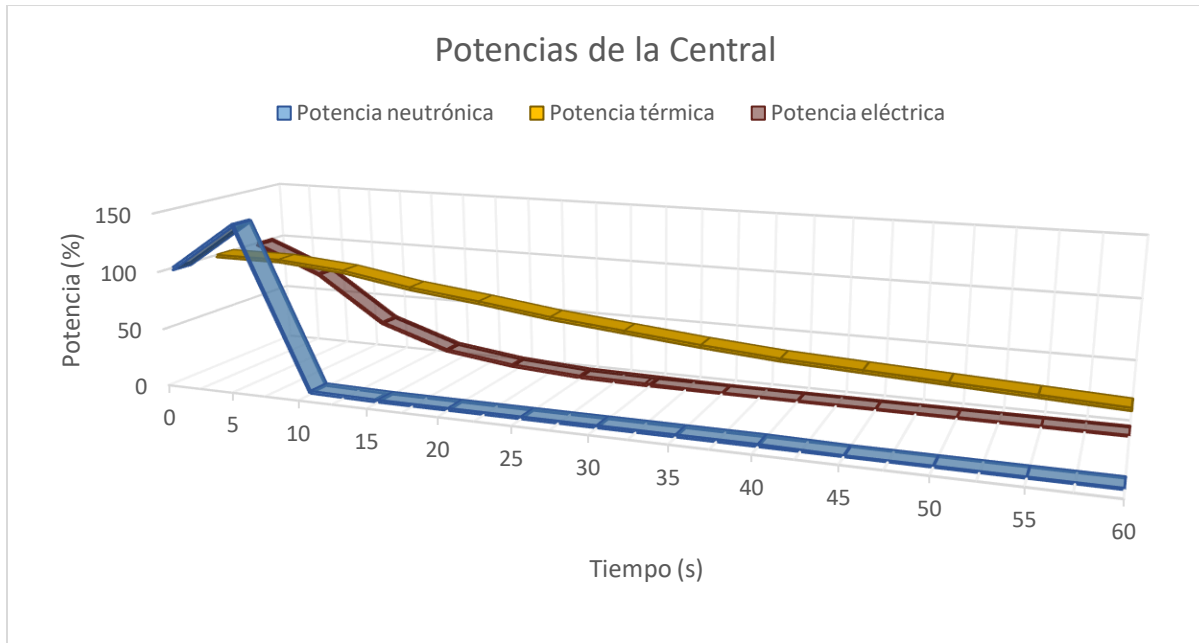
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine throttle PT fails low”.

Al cerrarse la válvula gobernadora el flujo de vapor se estancará en primer momento en el reactor, lo que ocasionará un aumento en la presión de éste. El aumento de presión a su vez tiene efecto sobre la potencia neutrónica del reactor; al incrementarse la presión en la vasija la densidad del refrigerante también lo hace, la fracción de huecos disminuye y la capacidad moderadora es mayor; por tanto, habrá más flujo neutrónico, lo que detona un aumento en la potencia. En la Figura 34 vemos el comportamiento de la potencia neutrónica llegando tener un pico al 141% del valor de potencia neutrónica nominal, lo que será un transitorio para accionar la señal de SCRAM al rebasar el límite del 113%.

A lo largo de la simulación la potencia eléctrica y térmica tendrán un descenso paulatino; la eléctrica llega a cero a los 35 segundos y la térmica no lo hará hasta después de los cinco minutos.

Figura 34

Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante el primer minuto de la simulación del transitorio 2

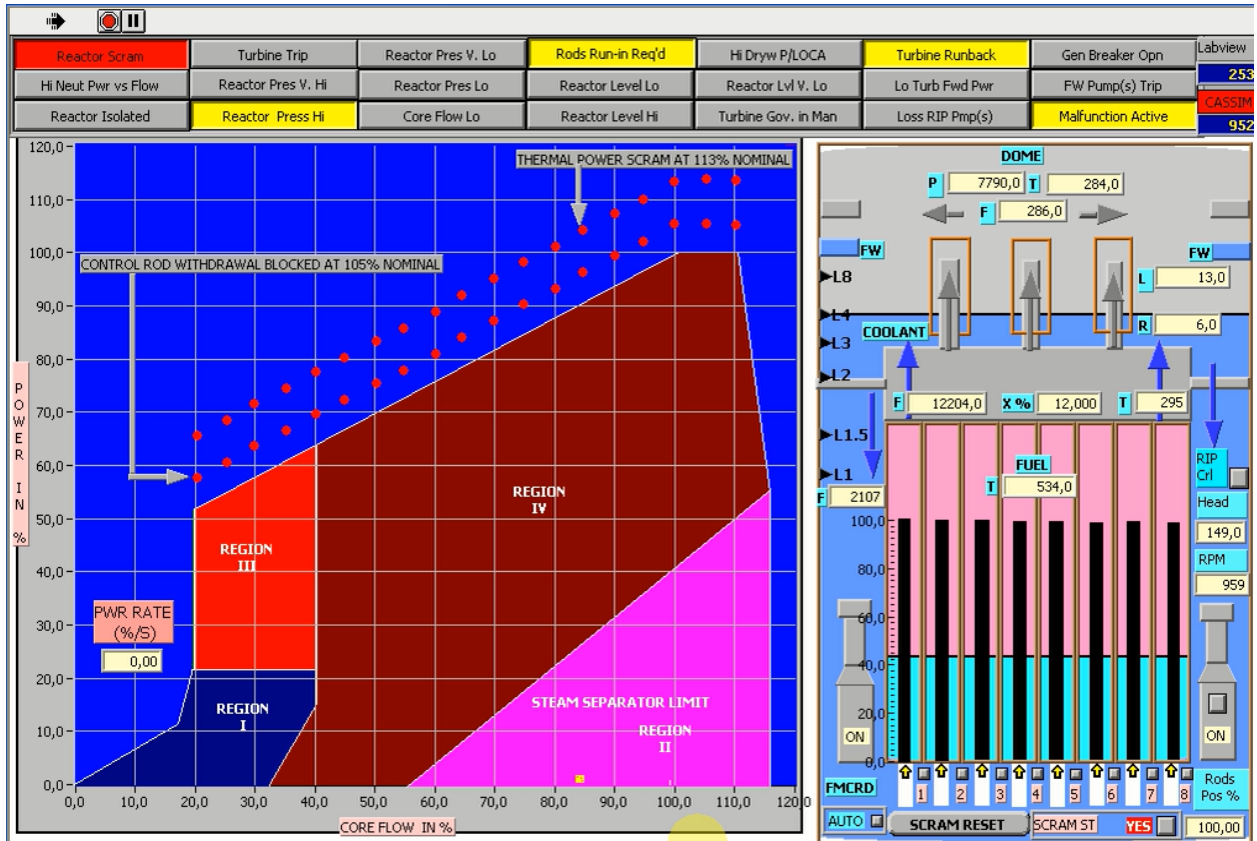


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada "Turbine throttle PT fails low".

Dado el SCRAM, las barras de control se insertan, la potencia neutrónica cae de golpe y el flujo de vapor en el núcleo del reactor empezará a disminuir debido a que las RIP bajarán su velocidad en respuesta al aumento de potencia. El refrigerante perderá calidad en el núcleo al tener una menor cantidad de agua en ebullición y mayor cantidad de agua subenfriada. En la Figura 35 se ve el incremento de la proporción del agua subenfriada, las barras de control insertadas y al cursor en el mapa de potencia y flujo del reactor que se encuentra en la región II. Al estar en una zona de peligro para la turbina, el sistema continuará reduciendo la velocidad de las RIP llevando al cursor del mapa a la zona segura de operación: la región IV.

Figura 35

Pantalla del mapa de la potencia neutrónica y flujo del reactor durante la simulación del transitorio 2



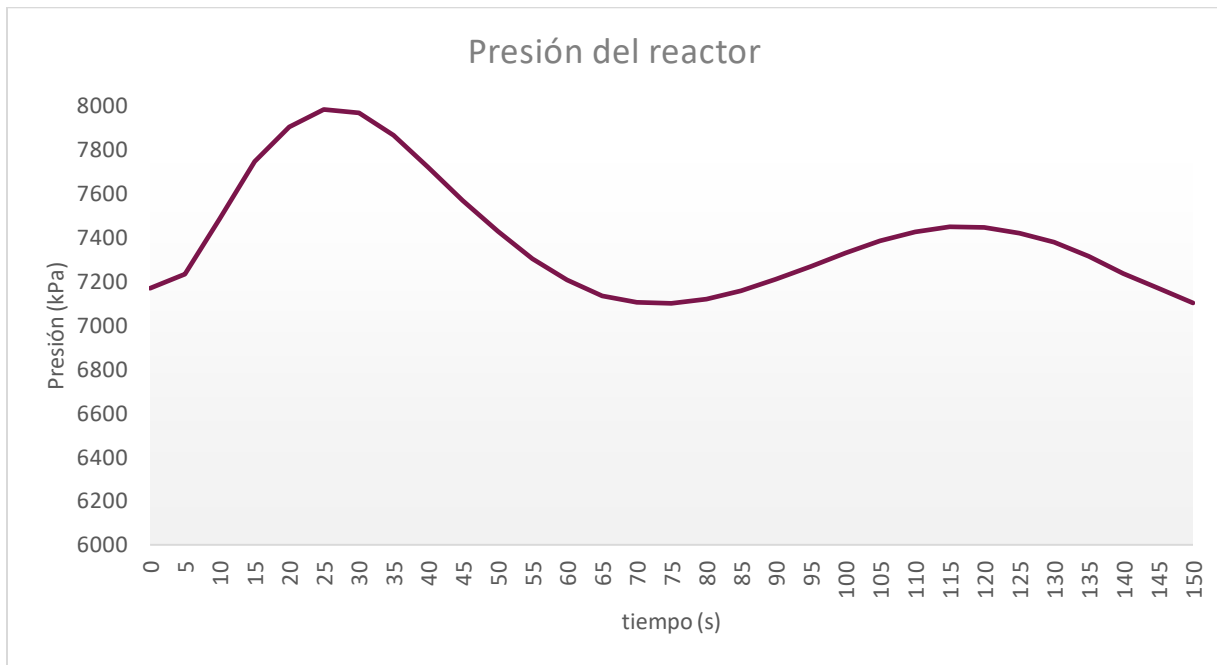
Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine throttle PT fails low” a los 17 segundos de haberse insertado.

En la Figura 33 se observa también el flujo de vapor después de la MSIV y el flujo después de la válvula bypass; el primero cae al mismo ritmo que el flujo de la turbina; el segundo se encuentra en cero al no estar derivando vapor al condensador. A partir del segundo diez, debido al aumento de presión en la vasija, la válvula bypass comienza a abrirse, los flujos mencionados comienzan a incrementarse llegando a su máximo a los 50 segundos. Ambos flujos tienen un comportamiento de amortiguamiento a lo largo de la simulación, dependiendo de la presión del reactor mostrada en la Figura 36. Durante el corrimiento del programa se encienden dos alarmas correspondientes a la presión, “Reactor Press Hi” a los 16 segundos y

“Reactor Pres V.Hi” a los 20 segundos, accionando la señal de SCRAM por alta presión cuando se superan los 7870 kPa límite. La presión máxima se alcanza a los 25 segundos, empezando a estabilizarse gracias a la apertura de las válvulas SRV, al control de la válvula bypass y de las RIP.

Figura 36

Presión del reactor a lo largo de la simulación del transitorio 2



Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine throttle PT fails low”.

Otros eventos que se presentaron a lo largo de la simulación ejecutada por cinco minutos fueron: el disparo de la turbina al segundo 60, cinco segundos después el desacople del generador, y a los 140 segundos el paro de las bombas de FW.

Transitorio 3: Falla de la válvula bypass en un disparo de turbina.

En este transitorio se producen dos eventos continuos: el disparo de la turbina y una falla en la apertura de la válvula bypass. Sólo el estudio del disparo de turbina ya es de gran relevancia para la seguridad de la central, además de ser uno de los eventos más significativos para los considerados transitorios de presión. No se analizó individualmente este transitorio para no ser redundantes debido a que en todas las fallas desarrolladas en este capítulo se da el disparo de la turbina como consecuencia de otros eventos.

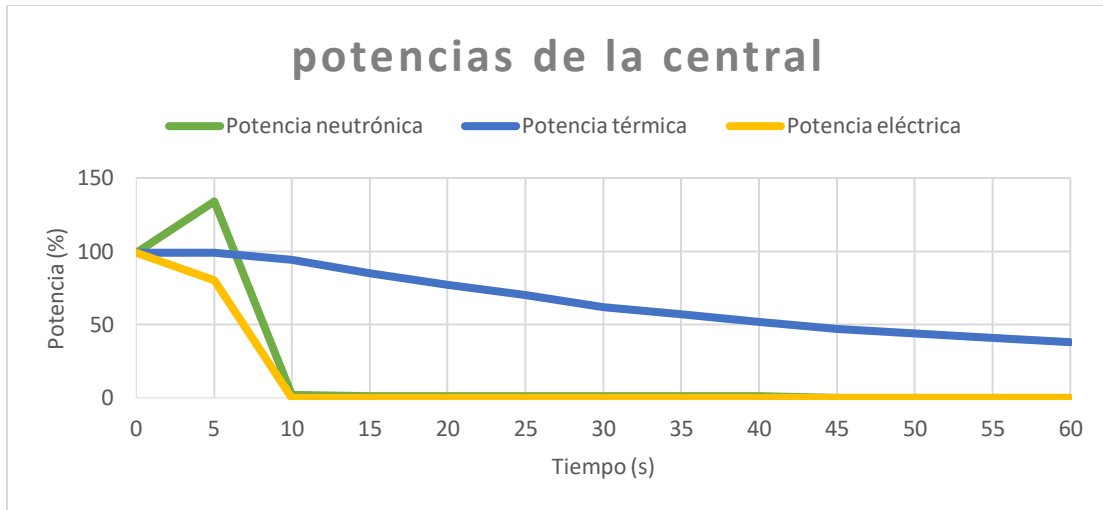
Al insertar la falla se activa el disparo, por consiguiente se da comienzo al cierre de la válvula gobernadora. Al reducir la apertura de la válvula, el flujo hacia la turbina caerá; por ende, el vapor generado en el reactor no tendrá la misma salida de la vasija por lo que la presión en la RPV aumentará. El aumento de la presión provoca un aumento de la densidad del refrigerante mejorando su capacidad de moderación, lo que significa mayor reactividad y mayor potencia neutrónica. En la Figura 37 se observa en el segundo cinco el aumento súbito de esta potencia. En el mismo gráfico se presentan la potencia eléctrica y la potencia térmica; ambas tienen al igual que la neutrónica una caída a partir del inicio de la falla.

El incremento de la potencia neutrónica es tal que supera el 113% del valor nominal suficiente para activar SCRAM. En pocos segundos se insertan por completo todas las barras de control para reducir la potencia neutrónica a cero.

Casi cerrada al 100% la válvula gobernadora, la turbina se queda sin flujo, por lo que el generador eléctrico se desacopla de ella, la potencia eléctrica caerá completamente, que ya desde el cierre de la gobernadora se daba. Al desacoplar el generador, la velocidad de la turbina comienza a bajar paulatinamente como se muestra en la Figura 38.

Figura 37

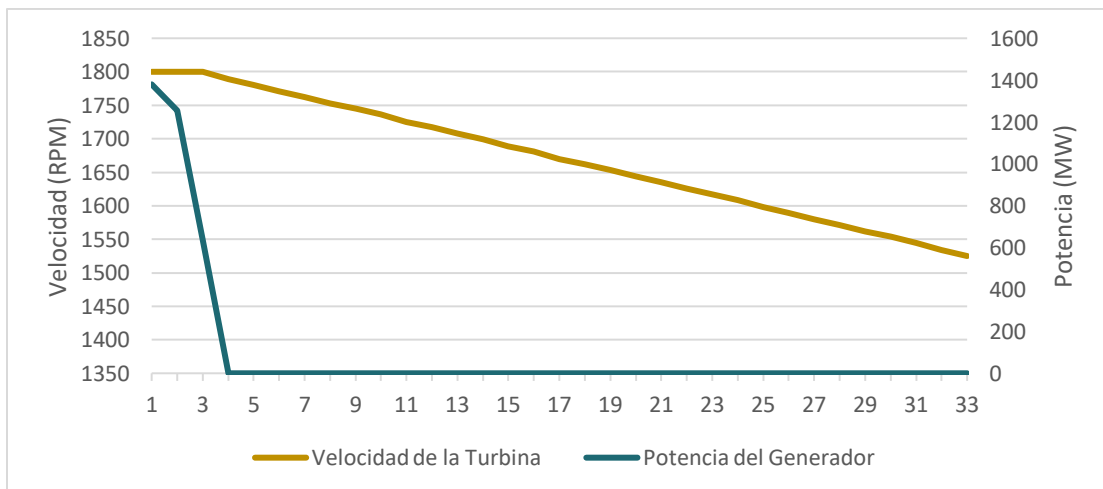
Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante el primer minuto de la simulación del transitorio 3



Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine trip with bypass valve failed closed”.

Figura 38

Velocidad de la turbina y potencia eléctrica generada por el generador del transitorio 3

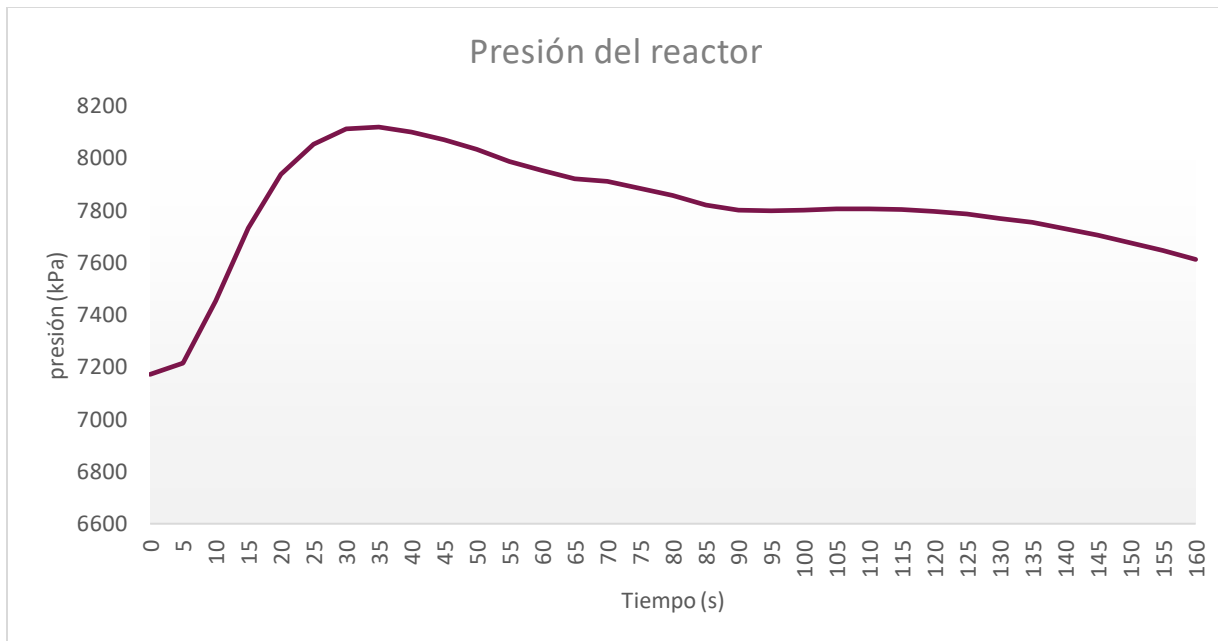


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine trip with bypass valve failed closed”.

Para el segundo 20 se encienden las alarmas de alta y muy alta presión en el reactor, es la misma presión la que da apertura a las SRV. Quince segundos después la presión alcanza su máximo de 8119 kPa y con un flujo de 327 kg/s a través de las SRV la presión comienza a disminuir. En la Figura 39 está el comportamiento de la presión en el reactor a lo largo de la simulación.

Figura 39

Presión del reactor durante la simulación del transitorio 3



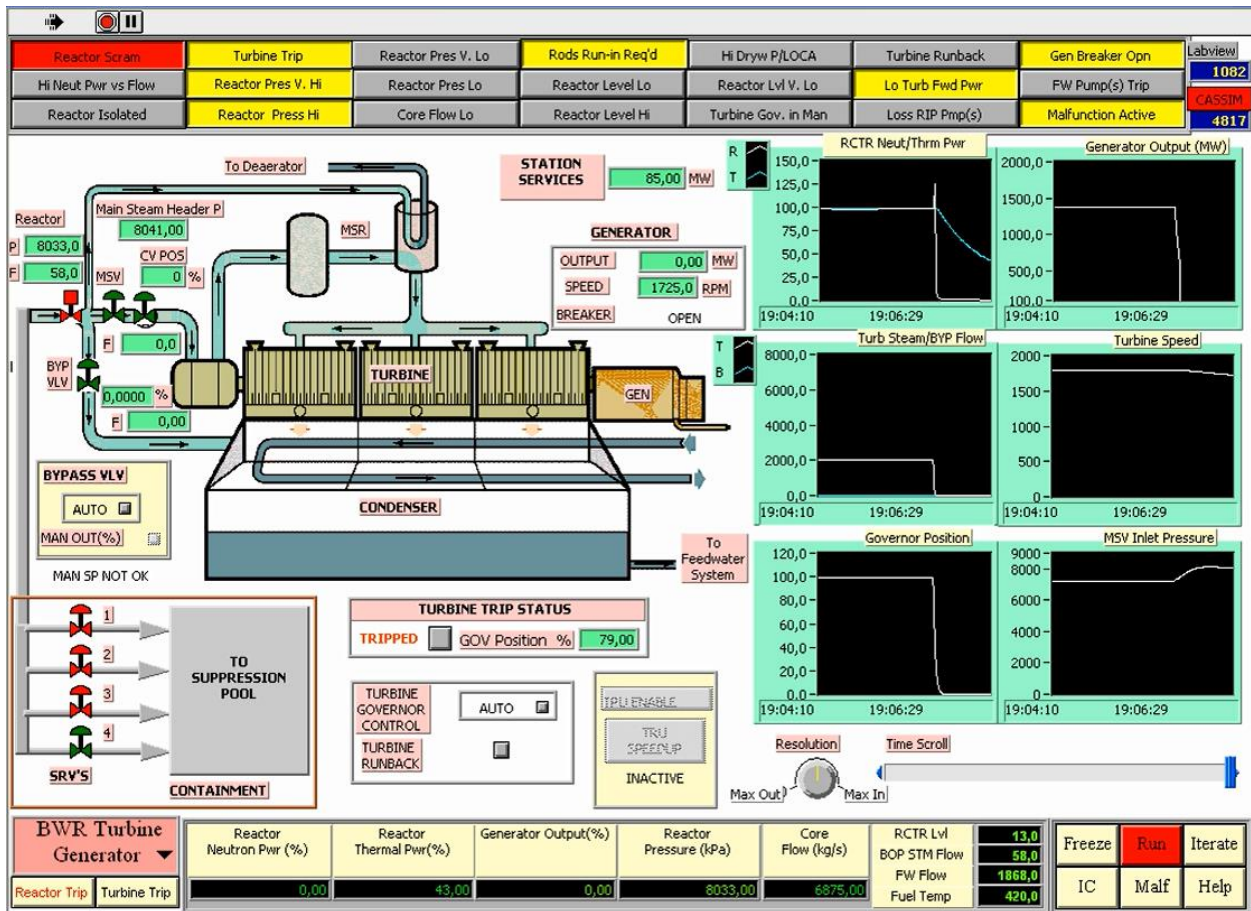
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine trip with bypass valve failed closed”.

Cuando la presión va bajando, las SRV comienzan a cerrarse alcanzando un flujo de más de 1000 kg/s de vapor y con la completa apertura de tres SRV como se ve en la Figura 40.

Además de los eventos mencionados anteriormente, a lo largo de la falla que se ejecutó durante cinco minutos se presentó el apagado de las alarmas “Reactor Pres V. Hi” en el tiempo $t = 80$ segundos y poco segundos después la de “Reactor Press Hi”; posteriormente, en el tiempo $t = 135$ segundos, se dio el paro de las bombas de agua de alimentación.

Figura 40

Pantalla del turbogenerador del simulador durante el transitorio 3



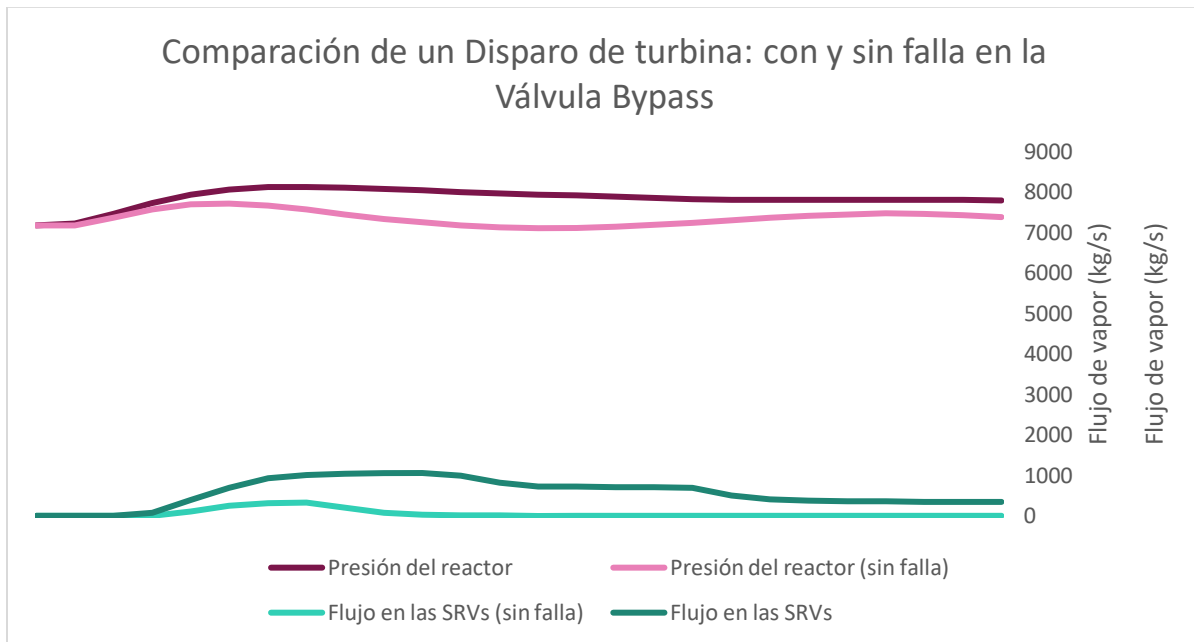
Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine trip with bypass valve failed closed” a los 50 segundos de haberse insertado.

En la Figura 41 se ve un comparativo del comportamiento del reactor ante un disparo de turbina “normal” y el disparo de turbina con falla de apertura en la válvula bypass. Vemos que el máximo de presión

y la apertura de las SRV se dan antes en un disparo de turbina sin válvula bypass, además de que el flujo de vapor en las SRV y la presión en el reactor tienen un valor pico mayor.

Figura 41

Comparación de la presión del reactor y el flujo de vapor en las SRV ante un disparo de turbina normal y un disparo de turbina con falla en la apertura de la válvula de bypass en el transitorio 3



Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Turbine trip with bypass valve failed closed” y el evento “Turbine Trip”.

Transitorio 4: Fractura de una línea de FW en el DW

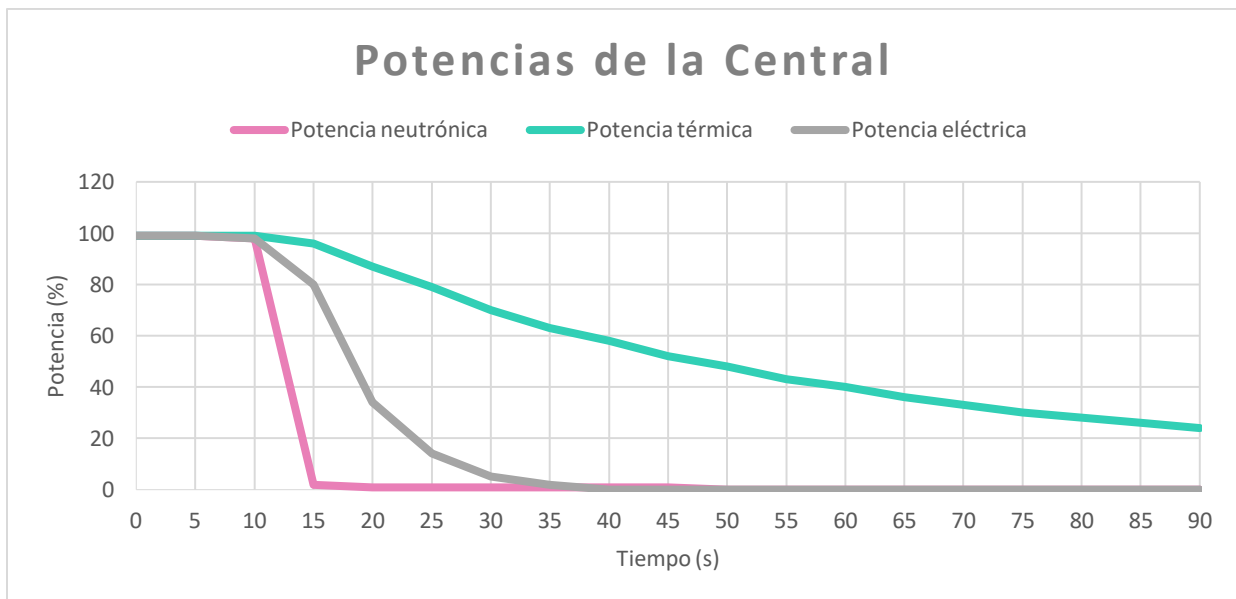
Como vimos en el capítulo cuatro, este transitorio es considerado como un accidente por sus consecuencias (al ser un LOCA podría terminar dañado el combustible) y la poca probabilidad de ocurrencia.

Ya a los siete segundos se detecta la pérdida de refrigerante, se enciende la alarma de “Alta presión en el DW/LOCA”, a su vez esta señal da acción de SCRAM y al disparo de las bombas de agua de alimentación.

Al darse el paro súbito del reactor e insertarse las barras de control, la potencia neutrónica generada en el núcleo caerá de golpe, acompañada en consecuencia por la potencia eléctrica y más paulatinamente la potencia térmica. En la Figura 43 se ve el comportamiento de la tríada de potencias de la central durante los primeros 90 segundos de la simulación.

Figura 43

Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante los primeros 90s de la simulación del transitorio 4



Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

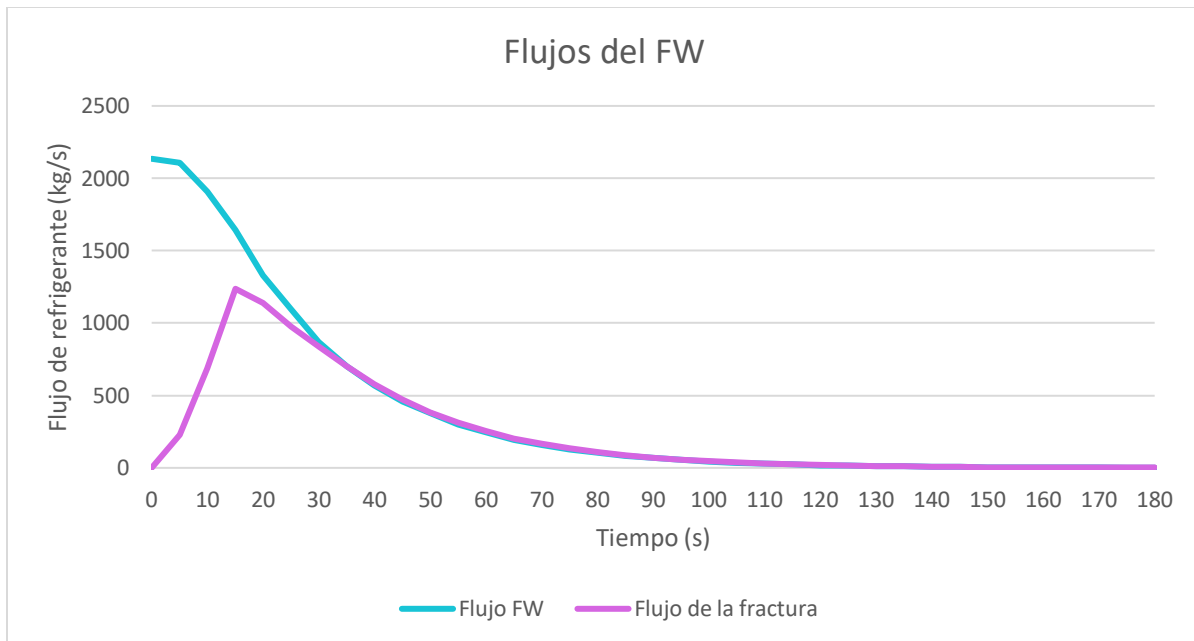
A diferencia de las dos fallas anteriores, en ésta no se da un pico en la potencia neutrónica, ya que el flujo de vapor después de la MSIV no se corta súbitamente ante el SRCAM por LOCA; es hasta después

de esto que la central toma acción de aislar el reactor cerrando de golpe la MSIV. Para ese momento, las barras de control ya están por completo insertadas, así que el aumento de presión generado por el corte del flujo a la salida de la RPV no provoca el brinco momentáneo en el flujo neutrónico.

Para el tiempo $t = 15$ segundos, a diez segundos de insertado el evento, se da el flujo máximo de agua en la fractura de la línea de FW tal y como se observa en la Figura 44, donde se compara el flujo en la fractura y el flujo normal del agua de alimentación.

Figura 44

Flujo de agua de alimentación en la fractura y en la línea de FW en el transitorio 4

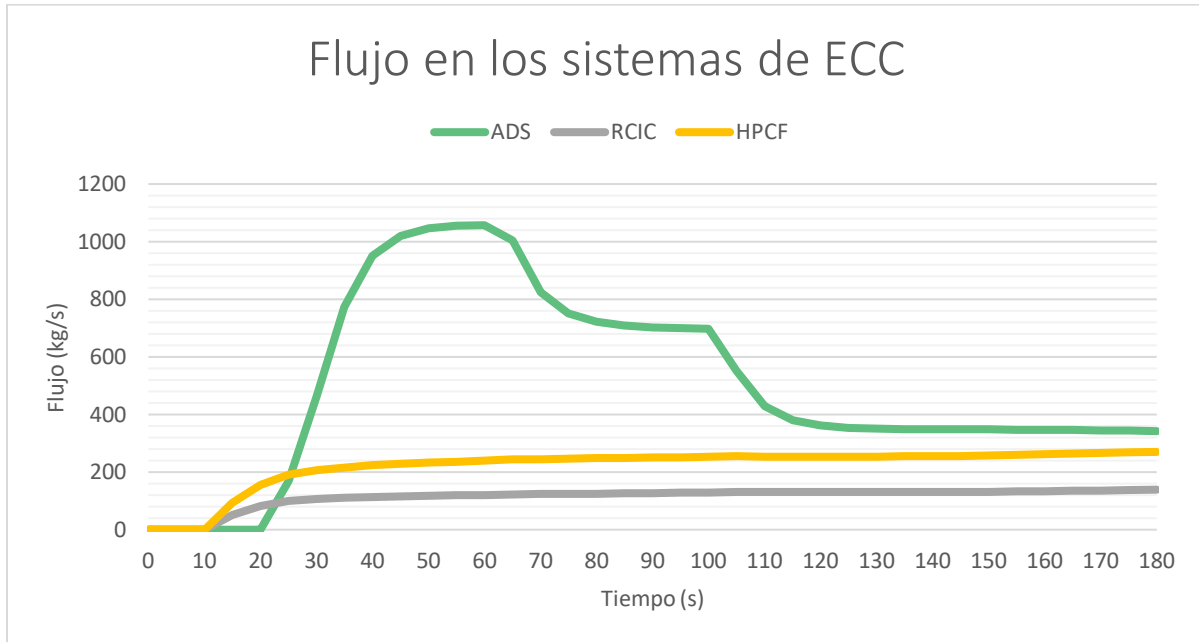


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

Al mismo momento del máximo en la fractura empieza el funcionamiento de dos de los sistemas ECC, a saber, el sistema RCIC y el HPCFS. Ambos sistemas se consideran de alta presión y son abastecidos no por la alberca de supresión sino por el CST. En la Figura 45 se muestran los flujos de los sistemas ECC que se activan durante toda la simulación del transitorio.

Figura 45

Flujo de refrigerante de los sistemas ECC en el transitorio 4

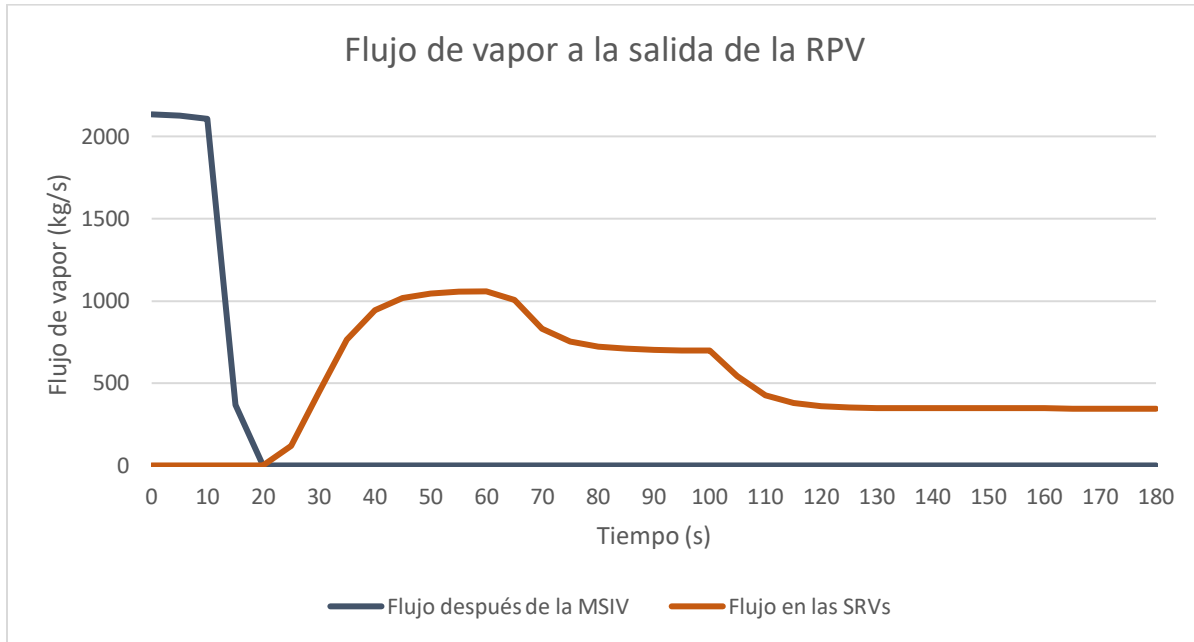


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

También en la Figura 45 tenemos el flujo del ADS que se activa 10 segundos después que los otros, además se aprecia una notable diferencia entre el flujo del ADS con los de la RCIC y el HPCFS. Esto se debe a que las válvulas SRV tienen tres sistemas de activación como se vio en el capítulo 1, siendo uno de ellos el mecanismo del ADS que se ejecuta ante un LOCA y que tiene destinadas ocho de las 18 SRV para su uso. En la pantalla de “Contención del reactor” del simulador marca al flujo del ADS como el resultado de las 18 SRV y no el de las ocho de ADS. En la Figura 46 tenemos el flujo en las SRV tomado de la pantalla de la vista general de la planta al detectarse la alarma de alta presión en el reactor. Cotejando con el flujo reflejado en la Figura 45 se ve que son semejantes.

Figura 46

Flujo de vapor en las SRV y después de la MSIV en el transitorio 4

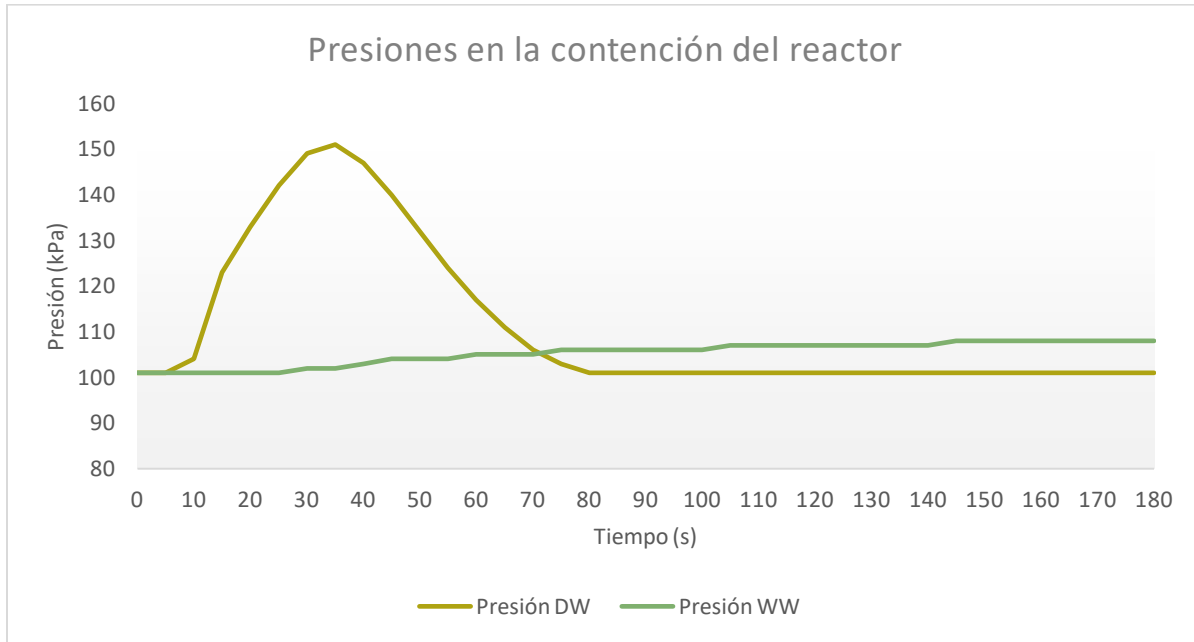


Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

Al abrirse las SRV para despresurizar el reactor ocasionará un ligero aumento de 8 kPa en la presión del WW en comparación con el incremento de la presión alcanzado en DW, que tiene su máximo en un tiempo $t = 35$ segundos, poco después de que el flujo en la fractura comenzara a disminuir. En la Figura 47 tenemos ambas presiones; vemos como la presión del DW es alterada en pocos segundos causando el incremento y la disminución de la presión en apenas 60 segundos, mientras que la presión en el WW permanece casi constante durante toda la simulación.

Figura 47

Presión en el DW y en el WW en el transitorio 4



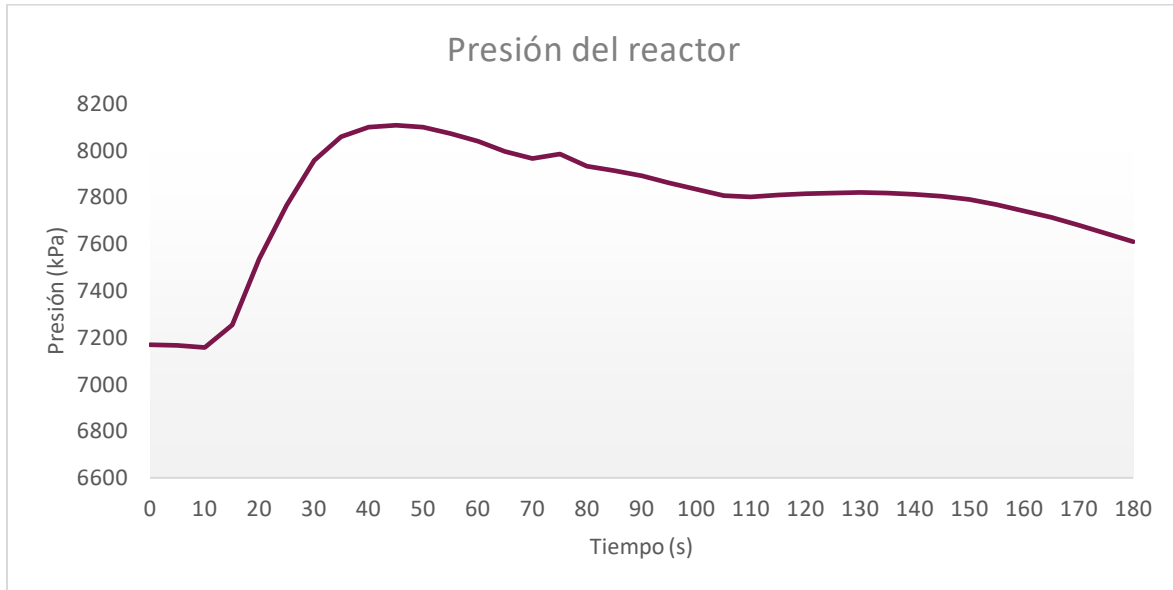
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

Tras encenderse las alarmas de alta presión y de muy alta presión en los tiempos $t = 25$ segundos y $t = 30$ segundos respectivamente, la presión del reactor alcanza su máximo en el $t = 45$ segundos y comienza a disminuir tras liberarse presión en la alberca de supresión como se percibe en la Figura 48. Solo 15 segundos después las SRV empezarán a cerrarse manteniendo controlados los transitorios de presión.

Dentro de la simulación son cuatro las señales que son motivo de SCRAM: la primera es la detección de LOCA y alta presión en el DW (High Drywell Pressure/LOCA detected); la segunda es el cierre de la MSIV y el aislamiento del reactor (Mains Steam Isolation Valve Closed/Reactor Isolated); la tercera es la alta presión en el reactor (Reactor Pressure High), y por último el bajo nivel de agua en el reactor (Reactor Water Level Low).

Figura 48

Presión del reactor durante la simulación del transitorio 4



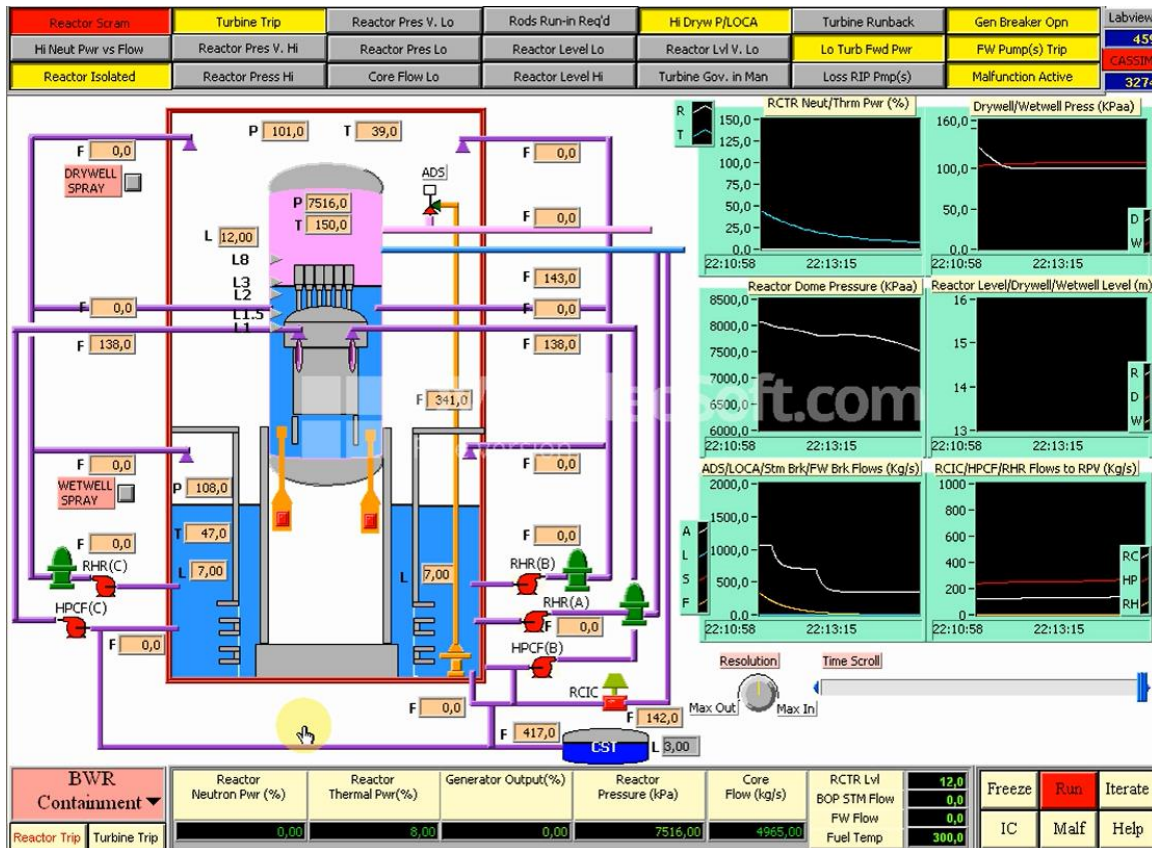
Nota: Datos obtenidos del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada “Feedwater line break inside drywell”.

El nivel del reactor y la calidad del refrigerante decrecerán poco a poco desde los primeros 20 segundos del inicio de la falla. El nivel de agua del reactor, al ser retroalimentado por el flujo de FW y el flujo de vapor, se verá afectado porque ambos flujos decrecen desde el inicio del transitorio. Lo que mantiene el nivel de agua del reactor en un estado operable son los sistemas de emergencia de refrigeración (ECC) que mantienen al núcleo protegido. En el caso de la calidad del vapor, ésta cae a partir del aislamiento del reactor y la inserción de las barras de control, debido a que el incremento de la presión aumenta la densidad del refrigerante teniendo una mayor cantidad de agua subenfriada y menor cantidad de mezcla saturada, lo que se acelera a su vez la pérdida de temperatura en el núcleo. En la Figura 49 tenemos a la vista varios parámetros de importancia en el transitorio en un tiempo $t = 220$ segundos de haber iniciado la simulación. Observamos que el flujo en la fractura ya es casi nulo; los flujos de los ECC alimentados por

el CST siguen enfriando el reactor; el nivel de agua del reactor se mantiene estable, y las presiones en el DW y el WW son casi las magnitudes que se tienen en la operación normal del reactor (101 kPa).

Figura 49

Pantalla de la contención del reactor durante el transitorio 4



Nota: Imagen obtenida del Simulador del Reactor BWR Genérico del OIEA al ejecutar la falla predeterminada "Feedwater line break inside drywell" 200 segundos después de iniciar la simulación.

Otras señales que se activan durante la simulación son el disparo de la turbina en un tiempo de 70 segundos y cinco segundos después el desacople del generador.

Discusión

Los transitorios son causantes de la alteración del estado normal de la central, modificando una o más variables de la planta. Así, cuando se habla de un transitorio de presión, no lo reservamos únicamente a la alteración de la presión establecida para la operación normal de la RPV, sino que, por un lado, el transitorio puede provocar la alteración de más variables del sistema o el paro de los equipos y, por el otro, un transitorio de presión puede ser consecuencia de algún otro transitorio previo o de una falla en algún sistema. Los eventos simulados y analizados son muestra de esto.

Para cada falla vemos parámetros como la presión, la temperatura y el flujo de los diferentes sistemas que son dependientes unos de otros, además todas ellas llegan a tener repercusión en la potencia de la central o en el funcionamiento de los equipos como la turbina, el generador, las bombas, o las barras de control.

Por ejemplo, en el primer evento propuesto se presenta una falla en el controlador de la presión al creer tener una presión alta en el reactor; para contrarrestar este supuesto transitorio, la válvula bypass se abre para disminuir la sobrepresión. Al no tener en realidad una presión alta, lo que causó la apertura de la válvula es, ahora sí, un transitorio en la presión y este afectará la densidad de la mezcla del refrigerante teniendo un sobre flujo de vapor en el domo, lo que tendrá como consecuencia mayor el paro súbito del reactor.

En todos los eventos estudiados vemos distintos comportamientos en la presión del reactor, pero siempre se presentan transitorios en ella; algunos detonantes de esto son por fallas en equipos como el controlador de presión y el transmisor de presión de la turbina; eventos de gran importancia y de común estudio como el disparo de turbina; o transitorios más severos, considerados también accidentes, como lo vimos en un LOCA. Así mismo, los transitorios de la presión derivan en más alteraciones en la central como la apertura o cierre de diferentes válvulas, a saber, la válvula gobernadora, la válvula bypass y las SRV; cambios en la densidad del refrigerante que se refleja en un aumento o decremento de la potencia

COMPORTAMIENTO DEL ABWR POR TRANSITORIOS DE PRESIÓN

neutrónica del reactor; y algunos transitorios, como lo vimos en la presión del WW, cuando se abren las SRV o en el flujo de vapor.

CONCLUSIONES

Cada evento predeterminado en el simulador es presentado en el respectivo manual de usuario emitido por el OIEA; en éste se da una descripción general de lo que ocurre en el evento y una directriz para ejecutarlo en el programa. Para este trabajo se desarrolló en primer lugar una descripción más detallada de las fallas, así como un análisis teórico sobre las posibles consecuencias; posteriormente, gracias al simulador, se llegó a los resultados prácticos, hallando congruencias y también algunas divergencias sobre lo propuesto teóricamente.

Si bien el simulador permite estudiar el modelo simplificado de una central nuclear real; la abstracción de equipos o sistemas como las válvulas, las líneas de flujo, las bombas o las barras de control; la síntesis de funciones como en las SRV; la variación de resultados entre simulación y simulación; o la escasa variedad de eventos predeterminados en el simulador, no hay que pasar por alto que el enfoque del programa está acotado a un uso académico y por tanto está limitado. Presentando francamente los alcances del simulador y por ende los resultados de este trabajo, se logra, a pesar de esto, estimar en las simulaciones el comportamiento general de un reactor ABWR con gran fidelidad a como sucedería en un ámbito real.

En los eventos simulados y el análisis de los transitorios de presión que se presentaron, mostraron que la central ABWR es capaz de controlar estos cambios en la presión sin importar que la causa fuera una falla en un equipo particular como un controlador, un transmisor o una válvula; o un accidente más grave, como lo es la pérdida de refrigerante por una fractura.

En los cuatro casos estudiados ya sea por un transitorio que aumente o disminuya la presión, la central en poco tiempo saldrá del estado normal de operación llevando a la activación del paro súbito del reactor, teniendo SCRAM por sobreflujo de vapor principal, por un aumento en el flujo neutrónico, o por alta presión en el DW; los tres casos, como se ha visto, son consecuencia de un transitorio de presión. A su

vez el SCRAM causó nuevos cambios en la presión en los últimos tres transitorios estudiados, al darse el paro del reactor provocó la aceleración en el aumento de la presión. Además, gran parte de los sistemas no afectados se ajustarán para normalizar la presión y mantenerla estable por el resto de la simulación, manteniendo segura la integridad de la central y evitando accidentes mayores que pudiesen exponer a su entorno.

Por tanto, en esta investigación usando la simulación se ha conseguido evaluar el comportamiento del ABWR ante cuatro transitorios de presión dando una mayor claridad al proceder de la central nuclear en su conjunto y de los diferentes sistemas que la componen ante una alteración en un parámetro de gran relevancia, como es la presión. Asimismo se han encontrado acontecimientos dentro de la simulación que causan un transitorio mayor que el inicial por los eventos predeterminados, a saber, el más relevante, el SCRAM.

De los resultados podrían generarse nuevos planteamientos a estudiar, como la posibilidad de integrar una acción previa al SCRAM de los sistemas de control para que el detonante en la presión sea menor. Pudiese ser la previa apertura de las SRV o de la válvula bypass, o incluso una inserción más controlada de las barras de control acorde a la situación.

Lo que se ha conseguido en esta investigación, además de dar una visión del comportamiento del reactor ante transitorios, es también de alcance instructivo para el lector que busca acercarse a la tecnología nuclear, reservando parte del trabajo al desarrollo histórico de la tecnología nuclear y una introducción al funcionamiento de una central.

Para los que buscan un análisis más profundo sobre el comportamiento de algún transitorio, sea de presión o no, se puede desarrollar aún más con las diversas pantallas con las que cuenta el simulador, o si sus objetivos salen de lo académico resultaría conveniente el uso de simuladores de alcance completo o de análisis de planta.

BIBLIOGRAFÍA

- Alcober Bosch, V. (2014). *ENRICO FERMI (1901-1954) y los primeros reactores nucleares americanos*. Madrid: Sociedad Nuclear Española.
- ALGOR. (2020). *Energía 2020*. Madrid: Foro de la Industria Nuclear Española.
- Argonne National Laboratory. (1962). *Proceedings of the AMU-ANL Summer Study Program. : June 19 - Jul 14, 1961*. Illinois: Argonne National Laboratory, Industrial Hygiene and Safety Division.
- Argonne National Laboratory. (1998). *Argonne National Laboratory - West*. Obtenido de http://www.anlw.anl.gov/anlw_history/reactors/main.html
- Atkins, P. (2011). *On Being: A Scientist's Exploration of the Great Questions of Existence*. USA: Oxford University Press.
- Badulescu, A., & Lyon, R. (2001). Simuladores en las clases. *IAEA Bulletin*, 43(1), 25-28.
- Burgos, E. (1998). *Simuladores*. Morelos: Instituto de Investigaciones Eléctricas.
- Calduch, R. (1991). CAPITULO 15: LAS ARMAS DE DESTRUCCION MASIVA (ABQ) Y LA DISUASION NUCLEAR EN ELMUNDO ACTUAL. En R. Calduch, *Relaciones Internacionales*. Madrid: Ediciones Ciencias Sociales.
- Carmona Cabezas, D. (2015). *Sistemas de producción de potencia nuclear: estado actual de la tecnología y perspectivas futuras [Trabajo fin de grado]*. Universidad de Sevilla.
- Castillo García, F. (2015). *Comportamiento del contenedor primario de un reactor BWR durante un accidente severo con el código RELAP/SCDAPSIM*. Ciudad de México: Insituto Politécnico Nacional.
- Collier, J. (1992). *Introducción a la ingeniería nuclear*. México: Harla.
- Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. (2019). *Informe Nacional que presentan los Estados Unidos Mexicanos para satisfacer los compromisos de la Convención sobre Seguridad Nuclear periodo 2016-2018*. Obtenido de <https://www.gob.mx/cnsns/documentos/convencion-sobre-seguridad-nuclear>
- Conesa Pérez, S. (2015). Estudio de la estratificación en una piscina de supresión de un reactor nuclear al inyectar vapor a alta temperatura. Universidad Politécnica de Valencia.
- Consoli, J. (2019). Elemento Uranio. Ciudad de México: Instituto de Química. Obtenido de https://www.iqimica.unam.mx/images/diciembre/B_ELEMENTO_URANIO_2019_AITP_6DIC.pdf
- Contreras Gelves, G. A., García Torres, R., & Ramírez Montoya, M. S. (2010). Uso de simuladores como recurso digital para la transferencia de conocimiento. *Apertura*, 2(1), 6-7.
- Cordero, N., Eggers Lan, C., Juliá, V., La Croce, E., & Santa Cruz de Prunes, M. (2001). *Los filósofos presocráticos*. Madrid: Gredos.

- Cortés Martell, F., Ramos Pablos, J., Nelson Edelstein, P., & Chávez Mercado, C. (2004). *Desarrollo del módulo de accidentes severos de una central nucleoelectrica basado en código nuclear MELCOR y su incorporación al Simulador de Aula*. Distrito Federal: UNAM.
- Coss Bú, R. (2003). *Simulación. Un enfoque práctico*. Ciudad de México: Limusa.
- de Córdoba, M. (2010). *Fisiologiai*. Obtenido de Teoría del conocimiento: <https://www.fisiologiai.com/paginas/HISTORIA/INDUCTIVODEDUCTIVO.htm>
- Delgado, J. L. (2011). Nota técnica: Procedimientos de operación y estados de la planta. *Procedimientos de operación y estados de la planta*. España: Sociedad Nuclear Española.
- Escorcía Ortiz, D. (2016). Análisis del accidente de la planta nucleoelectrica de Fukushima Dai Ichi en un reactor tipo ABWR. *Tesis*. Distrito Federal, México: UNAM.
- Facultad de Ciencias Exactas y Tecnología. (2018). *Documentos de Estudio*. Obtenido de Facultad de Ciencias Exactas y Tecnología - Universidad Nacional de Tucumán: <https://catedras.facet.unt.edu.ar/centraleselectricas/wp-content/uploads/sites/19/2014/10/Apuntes-de-CENTRALES-NUCLEARES-2.pdf>
- Foro de la Industria Nuclear Española. (s.f.). *¿Cuáles son los nuevos reactores del futuro?* Obtenido de Foro Nuclear: <https://www.foronuclear.org/actualidad/a-fondo/cuales-son-los-nuevos-reactores-del-futuro/>
- Foro Nuclear. (2020). *¿Qué es el uranio?* Foro de la Industria Nuclear Española.
- García y García, E. (1980). *Los reactores nucleares y la producción de electricidad*. México: Ediciones del sector eléctrico.
- GE Hitachi Nuclear Energy. (2007). *ABWR General Description*. U.S.A.: Nuclear Marketing.
- GE Hitachi Nuclear Energy. (2007). *ABWR General Description*. EUA: Nuclear Marketing.
- GE Hitachi Nuclear Energy. (2010). *GE Hitachi Nuclear Energy*. Obtenido de ABWR Nuclear Power Plant: https://nuclear.gpower.com/content/dam/gpower-nuclear/global/en_US/documents/product-fact-sheets/ABWR%20Fact%20Sheet.pdf
- Glasstone, S., & Sesonske, A. (1990). *NUCLEAR REACTOR ENGINEERING*. Barcelona: Editorial Reverté.
- Gómez, A., Ramírez, J., & Xolocostli, J. (2005). ABWR, una Opción para la Generación Eléctrica en México. *XVI Congreso anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR*. Oaxaca: Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.
- Gosling, F. (1999). *The Manhattan Project: Making the Atomic Bomb [El Proyecto Manhattan: Creando la bomba atómica]*. United States Department of Energy.
- Hambric, S., Ziada, S., & Morante, R. (2016). *Boiling Water Reactor Steam Dryer Alternating Stress Assessment Procedures*. Brookhaven National Laboratory. Nuclear Science & Technology.
- Hernández, E. (2018). *Probabilidad 2*. Madrid: Universidad Autónoma de Madrid.
- Hylko, J. (2010). The Evolution of the ESBWR. *POWER*.

- Illana, J. (2013). *Métodos Monte Carlo*. Granada: Universidad de Granada.
- International Atomic Energy Agency. (1998). *Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators*. Vienna: IAEA.
- International Atomic Energy Agency. (2004). *Use of control room simulators for training of nuclear power plant personnel*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- International Atomic Energy Agency. (2020). *Power Reactor Information System*. Obtenido de <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>
- International Atomic Energy Agency. (s.f.). *IAEA Training Course on Safety Assessment of NPPs to Assist Decision Making*. Obtenido de [http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/training/specific_expert_knowledge/safety%20assessment/IV%201_1%20Safety%20Analysis%20\(Coment1\).pdf](http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/training/specific_expert_knowledge/safety%20assessment/IV%201_1%20Safety%20Analysis%20(Coment1).pdf)
- International Energy Agency. (2020). *Data and statistics*. Obtenido de <https://www.iea.org/data-and-statistics>
- Jiménez Lavié, M. F. (2019). *Análisis de la tecnología de los reactores ABWR y AP600 en respuesta a transitorios [Tesis de Maestría]*. México: Universidad Nacional Autónoma de México.
- Koelzer, W. (2007). *Glossary of Nuclear Terms*. Karlsruhe: Forschungszentrum Karlsruhe.
- Kuhn, T. (1957). *La revolución copernicana*. EUA: Harvard University Press.
- Martínez Moreno, C. (2017). *Reactores Nucleares de IV Generación*. Barcelona: Universidad Politécnica de Catalunya.
- Michal, R. (2001). Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I produced first electricity. *Nuclear News*, 44(12).
- Morales Sandoval, J., López, A., Sánchez, A., Sánchez, R., & Hernández, A. (2003). *SUN-RAH: simulador Universitario de Nucleoeléctrica BWR basado en modelo de orden reducido*. Morelos: UNAM.
- Naylor, T. (1975). *Técnicas de simulación en computadoras*. México: Limusa.
- Nuclear Power Technology Development Section. (2011). *Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- NukeWorker. (2007). *NUKEWORKER.COM WEB SITE*. Obtenido de http://www.nukeworker.com/nuke_facilities/North_America/usa/NRC_Facilities/Region_4/vallecitos/index.shtml
- Patterson, W. (1982). *La energía nuclear*. Madrid: Blume.
- Ragheb, M. (2014). *Nuclear Power Engineering*. Obtenido de Boiling Water Reactors: <https://mragheb.com/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/>
- Rodríguez Arriagada, M. (2014). DEMÓCRITO: UNA "NUEVA" PRÁCTICA DE LA FILOSOFÍA. *Byzantion Nez Hellás*(33). Obtenido de <https://www.redalyc.org/exportarcita.oa?id=363844196006>

- Rodríguez Pérez, J. A. (2006). Evaluación de transitorios de presión en reactores tipo BWR usando el código BWRDYN (Maestría). Insituto Politécnico Nacional.
- Salas Perea, R., & Ardanza Zulueta, P. (1995). La simulación como método de enseñanza y aprendizaje. *Educación Media Superior*, 9(1), 3-4.
- Salazar Salazar, E. (2016). Simuladores académicos. Ciudad de México, México.
- Sánchez Ron, J. (2011). Marie Curie, la Radiactividad y los Premios Nobel. *Anales de Química*, 107(1), 84-93.
- Sánchez, P. (2016). *Análisis Termohidráulico de la Refrigeración del Combustible Nuclear mediante Dinámica de Fluidos Computacional [Trabajo de fin Máster]*. Universidad Politécnica de Madrid.
- Shannon, R. (1988). *Simulación de sistemas*. Trillas.
- Stacy, S. (2000). *Proving the Principle: a history of the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, 1949-1999*. Idaho: Idaho Operations Office.
- Tanarro, O., & Tanarro, S. (2008). *Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear. Glosario de términos*. Foro de la Industria Nuclear Española (Foro Nuclear), Madrid.
- Touran, N. (2020). *What is nuclear?* Obtenido de WhatIsNuclear: https://whatisnuclear.com/reactor_history.html
- United States Atomic Energy Comission. (1960). *Annual Report to Congress of the ATOMIC ENERGY COMMISSION FOR 1959*. Washington D.C.: United States Government Printing Office.
- United States Atomic Energy Comission. (1965). *ATOMIC ENERGY ACT OF 1946 (Public Law 585, 79th Congress)*. Washington D.C.: U.S. Atomic Energy Comission.
- Vilches, A., Gil Pérez, D., Toscano, J., & Macías, O. (2014). *La transición energética. Una nueva Cultura de la Energía*. Obtenido de Programa de acción global. Un compromiso renovado por la Educación para la Sostenibilidad: <http://www.oei.es/decada/accion.php?accion=023>

LISTA DE FIGURAS

Figura 1. Sistemas de contención BWR	15
Figura 2. Vasija de presión del reactor ABWR	24
Figura 3. Configuración del núcleo ABWR	28
Figura 4. Arreglo matricial del ensamble de combustible	30
Figura 5. Flujos del sistema de recirculación	33
Figura 6. Líneas del sistema de vapor principal, de las SRV y del agua de alimentación	35
Figura 7. Contenedor primario y secundario del ABWR	39
Figura 8. Generación eléctrica por recurso (1990-2015)	43
Figura 9. Consumo eléctrico y su generación por energía nuclear (1990-2018)	44
Figura 10. Pantalla de inicio del simulador	61
Figura 11. Pantalla de la vista general del BWR del simulador	62
Figura 12. Alarmas y anuncios del simulador	62
Figura 13. Estados del simulador	63
Figura 14. Botones de paro y marcha de LabVIEW del simulador	63
Figura 15. Botones para el control y programación de la simulación	64
Figura 16. Panel de los parámetros principales de la central del simulador	65
Figura 17. Botones para el despliegue del menú de pantallas del simulador y la activación de disparos en la central del simulador	65
Figura 18. Sistemas y parámetros principales de la pantalla “Vista general de la planta” del simulador	68
Figura 19. Pantalla de los circuitos de control del simulador	70
Figura 20. Pantalla del mapa de la potencia y flujo del reactor del simulador	71
Figura 21. Pantalla de la reactividad y puntos de ajuste en la potencia del simulador	73
Figura 22. Eventos que son causa de SCRAM en el simulador	75
Figura 23. Pantalla de la turbina y el generador eléctrico del simulador	76
Figura 24. Pantalla del sistema de agua de alimentación y extracción de vapor del simulador	78
Figura 25. Pantalla del sistema de contención del reactor del simulador	80
Figura 26. Parámetros de las gráficas de tendencia del simulador	81
Figura 27. Clasificación de transitorios según sus causas y sus eventos consecuentes	85
Figura 28. Apertura de las válvulas de bypass y gobernadora a lo largo de la simulación del transitorio 1	94

Figura 29. Vasija del reactor de la pantalla del mapa de la potencia neutrónica y flujo del simulador del transitorio 1	95
Figura 30. Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear en la simulación del transitorio 1	96
Figura 31. Flujo del refrigerante en el núcleo y flujo de vapor después de la MSIV a lo largo de la simulación del transitorio	97
Figura 32. Presión del reactor a lo largo de la simulación del transitorio 1	98
Figura 33. Flujos de vapor del transitorio 2 a la salida de la RPV: después de la MSIV, después de la válvula de bypass, en las SRV, y a la turbina	99
Figura 34. Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante el primer minuto de la simulación del transitorio 2	100
Figura 35. Pantalla del mapa de la potencia neutrónica y flujo del reactor durante la simulación del transitorio 2	101
Figura 36. Presión del reactor a lo largo de la simulación del transitorio 2	102
Figura 37. Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante el primer minuto de la simulación del transitorio 3	104
Figura 38. Velocidad de la turbina y potencia eléctrica generada por el generador del transitorio 3	104
Figura 39. Presión del reactor durante la simulación del transitorio 3	105
Figura 40. Pantalla del turbogenerador del simulador durante el transitorio 3	106
Figura 41. Comparación de la presión del reactor y el flujo de vapor en las SRV ante un disparo de turbina normal y un disparo de turbina con falla en la apertura de la válvula de bypass en el transitorio 3	107
Figura 42. Sistema de contención del ABWR en el simulador durante el transitorio 4	108
Figura 43. Potencias neutrónica, térmica y eléctrica en la central nuclear durante los primeros 90s de la simulación del transitorio 4	109
Figura 44. Flujo de agua de alimentación en la fractura y en la línea de FW en el transitorio 4	110
Figura 45. Flujo de refrigerante de los sistemas ECC en el transitorio 4	111
Figura 46. Flujo de vapor en las SRV y después de la MSIV en el transitorio 4	112
Figura 47. Presión en el pozo seco y en el pozo húmedo en el transitorio 4	113
Figura 48. Presión del reactor durante la simulación del transitorio 4	114
Figura 49. Pantalla de la contención del reactor durante el transitorio 4	115

LISTA DE TABLAS

Tabla 1. Generaciones de reactores BWR	22
Tabla 2. Comparación del ABWR con el BWR-6	26
Tabla 3. Países con reactores y su producción nuclear, 2019	40
Tabla 4. Potencia nuclear en las últimas cuatro décadas	42
Tabla 5. Características y alcance del simulador BWR de la IAEA	58
Tabla 6. Condiciones de transitorio	84