



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – ECONOMÍA DE LA ENERGÍA

ANÁLISIS DEL IMPACTO DE RECOMBINADORES AUTOCATALÍTICOS PASIVOS E
INYECTORES DE VAPOR EN LWR AVANZADOS PARA CONTROL DE ACCIDENTE

TESIS
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
DOCTOR EN INGENIERÍA

PRESENTA:
M. EN I. JERSON SÁNCHEZ JARAMILLO

TUTOR (ES) PRINCIPAL(ES)
DR. JAIME B. MORALES SANDOVAL, FACULTAD DE INGENIERÍA, UNAM
DR. GILBERTO ESPINOSA PAREDES, UAM IZTAPALAPA

COMITÉ TUTOR
DR. CARLOS CHÁVEZ MERCADO, FACULTAD DE INGENIERÍA, UNAM
DR. ARTURO GUILLERMO REINKING CEJUDO, FACULTAD DE INGENIERÍA, UNAM
DR. GABRIEL LEÓN DE LOS SANTOS, FACULTAD DE INGENIERÍA, UNAM

MÉXICO, D. F. NOVIEMBRE 2014

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dr. Carlos Chávez Mercado

Secretario: Dr. Jaime Baltazar Morales Sandoval

1 er. Vocal: Dr. Armando Miguel Gómez Torres

2 do. Vocal: Dr. Guillermo Arturo Reinking Cejudo

3 er. Vocal: Dr. Gilberto Espinosa Paredes

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares, Posgrado de Ingeniería, Facultad de Ingeniería, UNAM. / UAM Iztapalapa.

TUTOR (ES) DE TESIS:

DR. JAIME BALTAZAR MORALES SANDOVAL

FIRMA

DEDICATORIAS

A mi esposa Yotcelyn Montiel Vásquez, mil gracias por todo el amor, apoyo, comprensión y buenos momentos, eres una parte fundamental de mi vida, de este logro y de los que están por venir para ambos. Te amo.

A mis Padres Ma. Esther Jaramillo R. y Francisco Sánchez A. Alguna vez me preguntaron quién era mi héroe favorito, yo respondí que tengo dos “son ustedes”. Muchas gracias por todo.

A Arantza, Erika y Gerardo. Mil gracias por todo.

A la nueva familia, Yotcelyn, Emiliano, Juan Francisco, Mayra, Sebastián, Sara y a la Familia en Ecuador.

AGRADECIMIENTOS

Al CONACyT por el apoyo brindado para realizar mis estudios.

Dr. Jaime B. Morales Sandoval. Gracias por la oportunidad para seguir aprendiendo con este proyecto, por todas las enseñanzas, que no fueron únicamente académicas. Por brindarme la enorme satisfacción de conocer a su hermosa familia y de compartir con ellos. Jaime, Jaz y Yaz son ustedes increíbles y merecen toda mi admiración.

A Gilberto Espinosa Paredes

Armando Miguel Gómez Torres. Muchas gracias por el tiempo, la paciencia, la dedicación y la comprensión, eres una persona a quien admiro y respeto y de quien creo que se puede aprender mucho.

A Carlos Chávez Mercado. Porque usted fue quien me enseñó por primera vez el mundo de la energía nuclear y ahora estoy en este barco, Mil gracias.

A todos mis profesores, porque todas sus enseñanzas han sido muy valiosas.

Raul Camargo Camargo, nunca olvidaré la oportunidad, muchas gracias por permitirme colaborar contigo y los compañeros de la Dirección de Acciones Reguladoras, gracias por el apoyo para poder concluir con este proyecto.

Alejandro Núñez Carrera, un placer colaborar contigo en la Comisión, gracias por apoyarme para poder finalizar este trabajo.

A Samuel Vargas Escamilla, porque gracias a ti se me está presentando la gran oportunidad de estar en el medio nuclear. Te debo una. Y una Grande.

A Saul, Josefina, Luis, Ángel, Verónica, Juan, Pastor, amigos y compañeros en la Comisión, mil gracias por los momentos compartidos, por las enseñanzas y por el invaluable apoyo.

Gracias por la amistad y la ayuda Ma. Guadalupe Ortega Barbosa, eres un ser increíble y una gran amiga.

A la Universidad Nacional Autónoma de México, a la Facultad de Ingeniería y a el Posgrado de Ingeniería. Muchas gracias por permitirme ser un Escorpión de Sangre Azul y Piel Dorada.

Ma. Guadalupe Salazar Hernández no tengo palabras para agradecerte, nunca fuiste mi maestra en un salón de clases, pero me enseñaste tantas cosas fuera de éste. Gracias.

Aída Contreras Ramírez muchas gracias por todo.

A la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.

A la Asociación de Jóvenes por la Energía Nuclear en México y a todas las personas con quien tuve la oportunidad de convivir y conocer. Gracias, fue un placer colaborar con ustedes. Y si lo requieren, aun cuentan conmigo.

Abygail Jiménez y Dulce Mejía Sánchez Gracias por contribuir con sus conocimientos para este trabajo

A todos mis amigos, compañeros, conocidos que en algún momento me han apoyado y ayudado a lograr mis objetivos.

ÍNDICE

ÍNDICE	i
I. Índice de Figuras	i
II. Índice de Tablas	ii
III. Acrónimos	ii
OBJETIVO Y ALCANCE DEL PROYECTO	1
PROPUESTA	1
INTRODUCCIÓN	2
CAPÍTULO 1 EL HIDRÓGENO EN LAS CENTRALES NUCLEARES DE POTENCIA.....	5
1.1 Generación de Hidrógeno en Centrales Nucleares	5
1.2 Estrategias para el Control de Hidrógeno.....	8
CAPÍTULO 2 CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAI-ICHI	10
2.1 Eventos Ocurridos en la CNFD	10
2.2 Modificaciones en las Centrales Nucleares de Potencia después de Fukushima	16
2.2.1 Orden de modificación con respecto a los requerimientos para estrategias de mitigación para eventos externos “más allá de la base de diseño”	16
2.2.2 Incorporación de un sistema de venteo rígido y confiable de la contención.	17
2.2.3 Implementación de una instrumentación confiable de la alberca de combustible gastado.	19
2.2.4 Otras modificaciones	21
2.2.5 Respuesta nacional ante los eventos de la CNFD.....	23
CAPÍTULO 3 REACTORES GENERACIÓN III Y III+	25
3.1 Reactor Avanzado de Agua en Ebullición.....	25
3.1.1 Generalidades.....	26
3.2 Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición	27
3.2.1 Generalidades.....	27
CAPÍTULO 4 RECOMBINADORES AUTOCATALÍTICOS PASIVOS	30
4.1 Recombinadores Autocatalíticos Pasivos	30
4.1.1 Historia de los recombinaidores autocatalíticos pasivos.....	30
4.1.2 Tipos de recombinaidores	33

4.1.3 Experimentos y prototipos de PARs	39
CAPÍTULO 5 MODELADO DE OPERACIÓN DE LOS PARs Y LOS INYECTORES DE VAPOR	43
5.1. Metodología en el Modelado de Gases no Condensables	43
5.1.1 Modelos de gas ideal, masa y energía.....	43
5.1.2 Implementación de ecuaciones	46
5.1.3 No condensables en TRAC-BF1.....	51
5.1.4 No condensables en TRACE	52
5.2 Análisis de Resultados de los Modelos de PARs	53
5.3 Inyectores de Vapor.....	57
5.4 Metodología de los Inyectores de Vapor.....	62
5.4.1 Inyectores de vapor con TRAC-BF1	62
5.4.2 Inyectores de vapor con TRACE	63
5.5 Análisis de Operación de los Inyectores de Vapor.....	64
CAPÍTULO 6 CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO.....	70
Apéndice A. Especificaciones del ABWR y ESBWR	72
ABWR.....	72
Sistemas de emergencia	72
ESBWR.....	73
Generalidades.....	73
Sistema de Suministro de Vapor Nuclear	76
Sistemas de Emergencia	81
Apéndice B. Congresos, Cursos y Artículos	88
Bibliografía.....	89

I. Índice de Figuras

	Pag.	
Figura 1	Niveles de la CNFD	11
Figura 2	Ubicación de las Unidades de la CNFD	11
Figura 3	Destrucción Causada por el Terremoto y Tsunami en la CNFD	12
Figura 4	Impacto del Tsunami en la CNFD	13
Figura 5	Comportamiento de la Presión en un ESBWR después de un DBA	28
Figura 6	Recombinador Autocatalítico Pasivo	31
Figura 7	PAR de AECL	34
Figura 8	PAR de AREVA	35
Figura 9	PAR de Electrowatt-Ekono AG	36
Figura 10	PAR de NIS	37
Figura 11	Catalizador de Panal	38
Figura 12	PAR de KNT	38
Figura 13	PAR de FZJ	41
Figura 14	Implementación de Ecuaciones (4) y (15) en Simulink	47
Figura 15	Implementación para dos Especies	49
Figura 16	Esquema de Implementación para 5 Gases	51
Figura 17	Esquema de Simulación en TRAC-BF1	52
Figura 18	Diagrama del Modelo en TRACE	53
Figura 19	Flujo Másico	54
Figura 20	Flujo Másico en TRACE	55
Figura 21	Presión en TRAC-BF1 y Matlab	55
Figura 22	Presión en TRACE	56
Figura 23	Temperatura en TRAC-BF1 y Matlab	56
Figura 24	Temperatura en TRACE	57
Figura 25	Inyector de Vapor	58
Figura 26	Gráfica de Presión en las Secciones del SI	61
Figura 27	Inyector de Vapor en TRAC-BF1	63
Figura 28	Modelo de un SI con TRACE	64
Figura 29	Presión el en SI	65
Figura 30	Velocidad de Flujo en el SI	65
Figura 31	Velocidad Reportada por Beithou	66
Figura 32	Presión del SI en TRACE	66
Figura 33	Presión del SI en TRACE (.5 - .65 MPa)	67
Figura 34	Presión del SI en TRACE (1.5 - 2.5 MPa)	67
Figura 35	Presión del SI en TRACE (2.5 - 3.5 MPa)	68
Figura 36	Sistema de Emergencia de Enfriamiento del Núcleo	72
Figura 37	Sistemas de Emergencia del ESBWR	82
Figura 38	Arreglo de las MSIVs, DPVs, SRVs y ADS	84
Figura 39	Diagrama del IC y PCCS	85

II. Índice de Tablas

		Pag.
Tabla 1	Características de las Unidades de la CNFD	12
Tabla 2	Especificaciones del ABWR	26
Tabla 3	Especificaciones del ESBWR	28
Tabla 4	Sistemas de PARs en Centrales Nucleares en Operación	32
Tabla 5	Especificaciones de los PARs de AECL	34
Tabla 5	Especificaciones de los PARs de AREVA	36
Tabla 6	PARs de KNT Tipo Panal	39
Tabla 7	Valores de 5 Especies de Gases	50

III. Acrónimos

AB1600	Reactor de Siguiete Generación del ABWR
ABWR	Reactor Avanzado de Agua en Ebullición
AC	Corriente Alterna
AECL	Energía Atómica de Canadá Ltd. (Atomic Energy of Canada Ltd.)
AREVA	Conglomerado francés líder mundial en el sector de la energía nuclear
BOP	Balance de Planta
BWR	Reactor de Agua en Ebullición
CANDU	Canadá Deuterio Uranio (Canada Deuterium Uranium)
CFE	Comisión Federal de Electricidad
CFR	Código Federal de Regulaciones
CNFD	Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi
CNLV	Central Nuclear Laguna Verde
CNSNS	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
COL	Licencia de Construcción y Operación
CRD	Mecanismo de Inserción de Barras de Control
DBA	Accidente Base de Diseño
DC	Corriente Directa
DG	Generador Diesel
ESBWR	Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición
ENSREG	Grupo de Reguladores Europeos de Seguridad Nuclear
ESC	Estructuras Sistemas y Componentes
FORO	Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
FZJ	Centro de Investigación Jülich (Alemania)
GDCS	Sistema de Enfriamiento Accionado por Gravedad
HCVS	Venteo de la Contención Rígido y Confiable
HYMERES	Experimentos de Mitigación de Hidrogeno para Seguridad de los Reactores

Análisis del Impacto de Recombinadores Autocatalíticos Pasivos e Inyectores de Vapor en LWR Avanzados
para Control de Accidente

IC	Condensador de Aislamiento
INEL	Ahora INL, (Laboratorio Nacional de Idaho)
JNIT	Instituto de Tecnología Nuclear de Japón
KNT	Tecnología Nuclear de Corea Inc. (Korea Nuclear Technology Inc.)
LDW	Pozo Seco Inferior
LOCA	Accidente de Pérdida de Refrigerante (Loss of Coolant Accident)
LWR	Reactor de Agua Ligera
MSIV	Válvulas Principales de Aislamiento de Vapor
NEA	Agencia de Energía Nuclear
NPP	Central Nuclear de Potencia
NRC	Comisión Reguladora Nuclear
OECD	Cooperación Económica y Desarrollo (Economic Co-operation and Development)
OIEA / IAEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
PAR	Recombinador Autocatalítico Pasivo
PARSOAR	Estado del Arte de los Recombinadores Autocatalíticos Pasivos
PCCS	Sistema Pasivo de Enfriamiento de la Contención
PHWR	Reactor Presurizado de Agua Pesada
PWR	Reactor de Agua Presurizada
RPV	Vasija del Reactor
SA	Accidente Severo
SCRAM	Movimiento Automático de Seguridad de las Barras de Control
SBO	Pérdida Total de Energía de Corriente Alterna (Sustained Blackout)
SBWR	Reactor Simplificado de Agua en Ebullición
SI	Inyector de Vapor
SNAP	Paquete Simbólico de Análisis Nuclear
SFP	Alberca de Combustible Gastado
TAF	Parte Superior del Combustible
TEPCO	Compañía de Energía Eléctrica de Tokio (Tokyo Electric Power Company)
THINCAT	Remoción de Hidrógeno de Contenciones LWR
TMI-2	Isla de Tres Millas, Unidad 2
TRAC	Código de Análisis de Transitorios de Reactor (Transient Reactor Analysis Code)
TRACE	Motor Computacional Avanzado TRAC/RELAP (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)
UDW	Pozo Seco Superior
UE	Unión Europea
VVER	Reactor de Agua Presurizada (Reactor de Potencia Agua-Agua)
WENRA	Asociación de Reguladores Nucleares de Europa occidental.
WW	Pozo Húmedo

OBJETIVO Y ALCANCE DEL PROYECTO

El objetivo de este proyecto de investigación es analizar la viabilidad del uso de los PARs y los SIs para ayudar en el control o limitación de las cantidades de hidrógeno y oxígeno en la contención después de la ocurrencia de un DBA o un SA en un ESBWR. Estos no condensables también se pueden acumular en sistemas de seguridad como el PCCS, reduciendo la capacidad de condensado de éste. Como una alternativa para hacer frente a esta situación, se plantea la posibilidad de incorporar un sistema de PARs y SIs en la contención de este reactor. La incorporación de los SIs se propone para poder utilizar el vapor de recombinación.

Para lo anterior se utilizaron códigos de mejor estimación como TRAC-BF1, TRACE y otras herramientas computacionales como Matlab para estudiar los posibles escenarios de accidente que requieran el uso de los PARs y SI. El análisis de esos eventos puede iniciarse con modelos simplificados del comportamiento de los gases no condensables y partes básicas de la contención, programados en Matlab u otro software, para una posterior comparación con resultados de otros códigos o reportes disponibles.

PROPUESTA

Los PARs representan una opción para el control y reducción de concentraciones de hidrógeno en las Centrales Nucleares de Potencia (NPPs). Sin embargo, estos dispositivos requieren de un gran número de estudios y análisis para estimar su comportamiento e impacto en dichas centrales bajo diferentes escenarios de accidente.

La propuesta para el presente trabajo es utilizar los PARs para limitar concentraciones de hidrógeno en la contención y utilizar el alto contenido energético del vapor producido para promover el mezclado del líquido en la alberca del pozo húmedo, estableciendo la posibilidad de incorporar un sistema de SIs a la salida del sistema de recombinación en un ESBWR, y de esta manera no liberar el vapor directamente a la atmósfera de la contención. Es muy importante destacar que utilizar los PARs en una NPP no se propone como única opción para el control y reducción de hidrógeno; los recombinaidores son utilizados en combinación con otros métodos de control. Además de los nuevos requerimientos para las NPPs generados a partir de los resultados de estudios del accidente de la Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi.

INTRODUCCIÓN

Una manera de satisfacer y garantizar las necesidades energéticas del planeta para el futuro es aumentando de manera gradual la capacidad de generación a nivel mundial. Para lograr esto se cuentan con múltiples alternativas en diferentes centrales de generación eléctrica. Sin embargo, la generación de energía eléctrica por medios nucleares representa una opción importante debido a una amplia gama de ventajas que ofrecen los nuevos diseños, incluida su alta densidad energética y su alta disponibilidad. Pero principalmente, como la única opción real para lograr disminuir la cantidad de contaminantes que producen otros medios de generación de energía eléctrica.

En la industria en general uno de los temas que tiene mayor importancia es el relacionado con la seguridad y para la industria nuclear es una prioridad fundamental. Constantemente se realizan investigaciones, nuevos desarrollos y modificaciones en las centrales nucleares para garantizar que los procesos de generación sean cada vez más seguros y eficientes, poniendo especial atención en la salud del público, los trabajadores y en el medio ambiente.

Después de los eventos ocurridos en las centrales nucleares de potencia de la Isla de las Tres Millas (TMI-2) en los Estados Unidos de América y en Chernobyl, Ucrania; se han generado múltiples avances y mejoras en las NPPs que se encuentran operando actualmente. Además de proponer nuevos diseños con sistemas innovadores que las hacen cada vez más eficientes y seguras.

Los diseños avanzados de centrales nucleares se pueden dividir en diseños evolutivos y de desarrollo. Un diseño evolutivo es un descendiente del diseño de una central existente que presenta mejoras y modificaciones efectuadas con base en el aprovechamiento de la experiencia operacional e incluye nuevos adelantos tecnológicos. El diseño evolutivo de una central requiere a lo sumo ensayos técnicos y confirmatorios previos a su autorización y despliegue comercial. Por otra parte, los diseños de desarrollo incluyen cambios, modificaciones o diferencias más significativas con respecto a los diseños de centrales existentes, y pueden requerir la construcción de una planta de demostración y/o planta prototipo, además de ser necesario que cubran varios requerimientos reguladores antes de su desarrollo comercial. Un diseño de desarrollo que incluye cambios radicales en el diseño puede denominarse diseño innovador y representa, por lo tanto, una sub-categoría especial de diseños de desarrollo. Estos diseños innovadores son los que conforman las generaciones III, III+ y IV de reactores nucleares de potencia.

Tras los acontecimientos ocurridos en la Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi (CNFD) en Japón el 11 de Marzo del 2011, desencadenados por un terremoto de magnitud 9 en la escala de Richter, seguido de un tsunami con olas estimadas en más de 14 metros de altura, quedó en evidencia que es necesario mejorar e incorporar más sistemas que estén relacionados con la seguridad, poniendo especial atención en los eventos externos extremos que puedan ocurrir de manera múltiple y que pueden poner en riesgo la integridad estructural del núcleo, la vasija, la contención y otras Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC); representando también un riesgo para la salud de la población, los trabajadores y el medio ambiente.

Uno de los temas que cobra gran relevancia en la seguridad de una NPP es el relacionado con el control y reducción de concentraciones de hidrógeno y la mitigación de las posibles consecuencias causadas por la acumulación de este gas después de la ocurrencia de un Accidente Base de Diseño (DBA) o de un Accidente Severo (SA), y que además se deben considerar las situaciones en las que una central nuclear se puede encontrar en condiciones que van más allá de sus bases de diseño.

La tendencia de los nuevos diseños de las NPP es incorporar sistemas que sean más confiables y seguros y que su operación no dependa de factores externos como energía eléctrica, generadores diesel o de alguna acción del operador; estos sistemas se conocen como sistemas pasivos de seguridad.

En una NPP la posibilidad de que se presenten daños en la contención del reactor o en el edificio secundario puede ocurrir cuando las concentraciones y la acumulación de hidrógeno y oxígeno se incrementan y se presentan explosiones, lo que genera la necesidad de contar con diversas alternativas y sistemas para poder controlar estas cantidades de gases no condensables.

Durante la progresión de un accidente en un Reactor de Agua Ligera (LWR), se pueden presentar reacciones químicas que generan grandes cantidades de hidrógeno, de las que se pueden destacar la reacción entre el vapor-agua y el zirconio sobrecalentado, y la reacción del corium¹ fundido con el concreto (entre muchas otras). Para poder controlar estas cantidades y concentraciones de hidrógeno existen varios métodos que se han venido utilizando en las NPPs en operación y otros que se han propuesto a través de los años, como contar con una atmósfera inerte o el uso de quemadores de hidrógeno. Sin embargo, nuevas alternativas y requerimientos se están desarrollando y estableciendo a nivel mundial.

En la década de 1980 se propuso un nuevo método para el control de hidrógeno. El objetivo principal es recombinar el hidrógeno y el oxígeno a través de la oxidación catalítica con metales como el platino o el paladio. Se han realizado varios estudios y experimentos para investigar el comportamiento de los Recombinadores Autocatalíticos Pasivos (PARs) y su uso en NPPs como una alternativa en combinación con los métodos de control de hidrógeno tradicionales.

El uso de un sistema de PARs para ayudar a la operación a largo plazo de los sistemas pasivos de seguridad en un Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición (ESBWR), durante un accidente no ha sido estudiado ampliamente. Después de un DBA de pérdida de refrigerante (DBA-LOCA), y de varios días de aislamiento de la contención, la acumulación de gases no condensables puede afectar la operación de los sistemas pasivos de enfriamiento, como el PCCS. Sin embargo, la operación de un sistema de PARs resulta en la adición de vapor a la atmósfera de la contención.

El incorporar un sistema de Inyectores de Vapor (SI), a la salida del sistema de recombinación para utilizar el vapor generado puede contribuir en la reducción de vapor liberado en la atmósfera de la contención. Una posibilidad es enviar el vapor hacia la alberca de supresión, y con la ayuda de los SI succionar agua de esta misma alberca, condensando el vapor y favoreciendo al mezclado del agua de esta alberca, además existe la posibilidad de reducir la estratificación de temperaturas en el agua. Se

¹ El corium es el material fundido proveniente de la vasija del reactor que se puede tener en el caso de la (poco probable) ocurrencia de un accidente severo. En tal caso, el núcleo y los materiales internos de la vasija (como las pastillas de combustible, las varillas de combustible, las barras de control, acero inoxidable), se han comenzado a fundir y mezclar. Dependiendo de la progresión del accidente, este corium puede salir de la vasija del reactor y tener interacción con las estructuras, sistemas y componentes que se encuentran fuera de la vasija en la contención.

podrían considerar otras opciones para casos extremos de SA, en los que es necesario recuperar niveles de agua en diferentes sistemas, utilizando los SI para inyectar agua fresca.

El Capítulo 1 de este trabajo describe la generación de hidrógeno en una NPP y la importancia que cobra éste cuando se tienen condiciones de DBA o SA. Se muestran algunas de las fuentes que pueden contribuir en la generación de dicho gas.

En el Capítulo 2 se presenta brevemente lo ocurrido en el último SA en la CNFD el 11 de marzo del 2011. En este evento fue posible observar que el control de las concentraciones de hidrógeno es un tema de gran importancia en los LWR. También se muestran algunos cambios y modificaciones relacionados con la seguridad que se están generando a nivel mundial después de las lecciones aprendidas en la CNFD.

En el Capítulo 3 se muestra una descripción del Reactor Avanzado de Agua en Ebullición (ABWR), así como del ESBWR, siendo este último un reactor de Generación III+ y parte central de la propuesta de este trabajo.

Una breve historia, tipos, función y utilización de los PARs en las NPPs se encuentra descrita en el Capítulo 4, así como algunos experimentos que se han realizado a nivel mundial.

En el Capítulo 5 se presentan los modelos desarrollados para los gases no condensables y los inyectores de vapor, así como la discusión de estos modelos

Las conclusiones y el trabajo futuro para ampliar y concretar el uso de los PARs y SIs en un ESBWR son presentados en el Capítulo 6.

CAPÍTULO 1 EL HIDRÓGENO EN LAS CENTRALES NUCLEARES DE POTENCIA

Controlar la generación y acumulación de hidrógeno y otros gases no condensables en las NPPs, es un tema de gran importancia. Debido a que éstos pueden afectar la operación de algunos sistemas, impactar en las condiciones de temperatura y presión de la atmósfera de la contención o alcanzar una concentración tal que se puedan generar explosiones por acumulación de hidrógeno.

En las NPPs, durante la ocurrencia de un DBA o un SA se presenta generación y liberación de hidrógeno. En el caso de un DBA se debe principalmente a la descomposición radiolítica del agua, mientras que en un SA la generación de hidrógeno se incrementa de forma considerable debido a múltiples reacciones químicas; dependiendo de la progresión del accidente.

1.1 Generación de Hidrógeno en Centrales Nucleares

Los gases que se liberan en la contención del reactor pueden llegar a cantidades en las que la mezcla hidrógeno/oxígeno puede ser inflamable si se tienen condiciones entre el 4 y 5 por ciento de concentración volumétrica de hidrógeno y entre 5 y 6 por ciento en la concentración de oxígeno (Breitung, W., et al. 2000). Bajo estas condiciones la ignición puede producirse por cualquier fuente de energía, pudiendo causar daños a las ESC, poniendo en riesgo la integridad de la contención y la seguridad de la central.

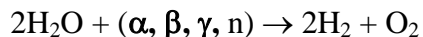
El riesgo asociado a la combustión de hidrógeno puede ser bajo, cuando se producen cargas térmicas causadas por llamas de difusión; medio, cuando se presentan cargas estáticas por deflagración; o alto, cuando se presentan detonaciones que generan cargas dinámicas que pueden causar daños estructurales y en las ESC.

En una central nuclear la generación de hidrógeno depende en gran medida de la secuencia del accidente y de las características de la unidad, debido a que las fuentes de generación serían distintas y tendrán parámetros diferentes, como las razones de producción de hidrógeno (kg/s), las cantidades totales de hidrógeno producido (kg), la ubicación espacial de la fuente y el tiempo de generación durante la secuencia del accidente.

A continuación se describen brevemente algunas de las reacciones que pueden generar hidrógeno en una NPP, LWR.

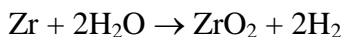
- **Radiólisis del Agua**

La descomposición del agua por efectos de la radiación se conoce como radiólisis y tiene lugar durante la operación normal del reactor. El agua se descompone produciendo radicales que pueden combinarse formando moléculas de hidrógeno y oxígeno. La tasa de generación de hidrógeno por radiólisis depende de la energía de la radiación, la fracción de energía de las partículas que es absorbida por el agua y la tasa efectiva de producción de radicales O y H por unidad de energía absorbida por el agua (Pastina, B., et al. 1999).



- **Reacción del Zirconio-Vapor.**

Esta reacción ocurre en el núcleo del reactor si las varillas de combustible se encuentran sobrecalentadas y expuestas a vapor de agua, esta reacción es altamente exotérmica generando 576 kJ/mol Zr. Esto hace que se incremente la temperatura local, alimentando positivamente la reacción; esta reacción es limitada por la disponibilidad de vapor. Esta situación puede llevar a un daño importante en el núcleo del reactor. Las cantidades de hidrógeno generadas dependen del tamaño, tipo de reactor y la degradación del núcleo (Kuan, P., et al. 1994; Jiménez-García M. A. 2007).



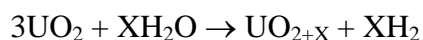
- **Reacción Carburo de Boro-Vapor**

El carburo de boro (B_4C) se utiliza como veneno principalmente bajo condiciones de SA en reactores BWRs y en algunos PWRs. La reacción del B_4C y el vapor de agua también es una reacción exotérmica, la cual genera 100 kJ/mol B_4C . Bajo ciertas condiciones en las que hay altas temperaturas, el B_2O_3 que resulta de la reacción también puede ser oxidado por el vapor y generar más hidrógeno (Belovsky, L. 1995).



- **Reacción Dióxido de Uranio-Vapor**

El dióxido de uranio (UO_2), puede reaccionar con el vapor, la velocidad de esta reacción depende de las presiones parciales del vapor y del hidrógeno. La fracción de UO_2 está limitada a menos de 15% en situaciones de gran exceso de vapor. Sin embargo, se pueden producir cantidades significativas de hidrógeno en el proceso de enfriamiento del corium (CEC. 1991; Petit, M., et al. 2000).



- **Reinundación del Núcleo**

El análisis generado a partir del accidente de TMI-2, además de resultados experimentales han mostrado que antes de que el enfriamiento del combustible pueda establecerse eficientemente mediante la inyección de agua, se genera una oxidación inducida a las varillas de combustible, la cual produce un incremento de temperatura, generándose hidrógeno además de liberarse productos de fisión (Hofmann, P., et al. 1999).

- **Relocalización del Núcleo**

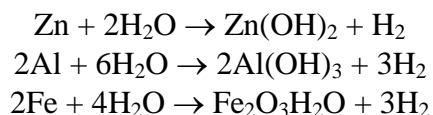
Existen muchas incertidumbres sobre la generación de hidrógeno durante la fase tardía dentro de la vasija, esto es, durante la fundición y relocalización del núcleo. No se cuenta con mucha información sobre la oxidación de la mezcla de materiales ricos en Zr.

- **Reacción Acero-Vapor**

En el interior de la vasija del reactor existen diferentes estructuras de acero, éste puede oxidarse durante la progresión de un SA. Esta reacción tiene importancia en fases tardías de la degradación del núcleo del reactor y es altamente exotérmica, pudiendo exceder la generación de calor en la reacción Zr-Vapor por encima de los 1150 °C (De Boeck, B. 1999)

- **Corrosión de metales**

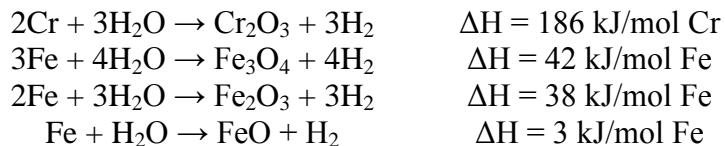
Las fuentes significativas de hidrógeno por corrosión provienen principalmente de la oxidación química del Zn, Al y Fe. Estas reacciones pueden generar entre 100 y 200 kg de hidrógeno (Jiménez-García M. A. 2007).



- **Interacción del Corium-Concreto**

Si la progresión de un accidente es tal que el material fundido es expulsado de la vasija del reactor, se está ante un accidente fuera de la vasija (ex-vessel), en el que se genera una interacción entre este material fundido, el acero y las estructuras fuera de la vasija y el concreto de la contención primaria, además de la interacción del corium con el agua que puede estar presente en la contención.

Las cantidades de hidrógeno que se producen por estas reacciones están entre los 200 y 500 kg. Sin embargo, esto dependerá de la cantidad de corium expulsado y la interacción con los elementos externos a la vasija (acero, concreto, agua, equipos). En el caso de que no sea posible el pronto enfriamiento del material fundido en la contención y éste se prolongue por varios días o semanas, las cantidades de hidrógeno generado podrían ser del orden de toneladas. Las reacciones que se presentan también son exotérmicas (Petit, M., et al. 2000).



- **Otras Reacciones**

Si se presenta un fallo de la vasija a alta presión, el corium puede ser expulsado y dispersado dentro de la contención, reaccionando con los diferentes materiales con los que interactúe y muy probablemente generando hidrógeno.

De acuerdo con Breitung, W., et al. 2000, las fuentes de producción de hidrógeno y de vapor dentro de la vasija pueden tener una predicción muy buena. Sin embargo, a medida que el accidente progresa y considerando además fenómenos “ex-vessel” las incertidumbres sobre la generación de hidrógeno se incrementan significativamente, dependiendo de los diferentes escenarios de accidente que pueden presentarse.

Después de varios días de la ocurrencia de un DBA, podrían acumularse gases no condensables como hidrógeno y oxígeno en algunas regiones de la contención. Lo que puede dar como resultado un decremento en el desempeño de los sistemas de enfriamiento. Además de los riesgos que representa la acumulación de hidrógeno; por lo que es de gran interés la reducción controlada de las cantidades de gases no condensables en una NPP.

1.2 Estrategias para el Control de Hidrógeno

El hidrógeno generado durante un DBA o un SA será liberado en la atmósfera de la contención primaria en donde se pueden formar mezclas de gases que podrían llegar a ser inflamables. Existen diversas formas y propuestas para el control y reducción del hidrógeno en las contenciones de las NPPs, entre las que se encuentran:

- **Preinertización:** el edificio de la contención del reactor se llena de un gas inerte, que generalmente es nitrógeno, lo que reduce las cantidades de oxígeno necesario para que se genere una combustión.
- **Postinertización:** se introduce un gas para inertizar la contención cuando se tienen presentes las condiciones de accidente, generalmente se inyecta nitrógeno o dióxido de carbono.
- **Dilución post-accidente:** se deriva de la anterior pero sin llegar a tener una inertización completa.
- **Recombinadores Eléctricos:** generalmente utilizados en concentraciones de hidrógeno por debajo del 3% para evitar deflagración.
- **Recombinadores Catalíticos Activos y Pasivos:** son colocados en la contención, generalmente utilizados bajo condiciones de DBA y SA.
- **Quemadores:** también conocidos como ignitores; como su nombre lo indican queman el

gas combustible presente en la contención. Utilizados en concentraciones por debajo del 10% para evitar una detonación.

- **Mezclado de la Atmósfera de la Contención:** utilizando ventiladores para homogeneizar la atmósfera y evitar acumulaciones locales de hidrógeno. Además, con la ayuda de los rociadores se reduce la temperatura y presión de la contención, contribuyendo también al mezclado.
- **Venteo de la Atmósfera:** Liberación de los gases acumulados en la contención hacia el medio ambiente.

Las distintas formas para el control de hidrógeno se pueden encontrar de manera combinada en las NPPs; como pueden ser la inertización y el uso de quemadores, o el uso de recombinaidores eléctricos (IAEA. 2001).

En el siguiente Capítulo se presentan, de manera breve, los eventos ocurridos en la CNFD y la importancia que tiene la generación y eliminación de hidrógeno en una NPP durante un DBA o un SA.

CAPÍTULO 2 CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAI-ICHI

A lo largo de la historia de la operación de las NPPs se han presentado tres accidentes que son catalogados como Accidentes Severos. En dos de estos accidentes se ha puesto en evidencia la necesidad de controlar y/o reducir las cantidades de hidrógeno liberado en la contención. El accidente más reciente ocurrió en la Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi (CNFD) en Japón.

El primero de ellos inició 36 segundos después de las 4:00 a.m. el 28 de marzo de 1979 en la Unidad 2 de la central nuclear de la Isla de Tres Millas, ubicada cerca del poblado de Middletown, Pennsylvania; esta unidad era un reactor del tipo PWR de 850 MWe (Kemeny, J. G. 1979).

El segundo accidente ocurrió el 26 de Abril de 1986 en la Unidad 4 de la central nuclear de Chernobyl, Ucrania. El cual derivó en el accidente más relevante de la industria nuclear de potencia hasta ese momento, debido al daño que sufrió esta unidad y a la cantidad de material radiactivo liberado al medio ambiente. El reactor era un RBMK-1000 (diseño ruso), enfriado por agua y moderado por grafito, de 1000 MWe (NRC. 1987).

El tercer evento se presentó en la CNFD, el 11 de marzo del 2011 en Japón; este accidente fue generado por la ocurrencia de eventos naturales externos extremos múltiples que golpearon a este país y a la CNFD. Un terremoto de magnitud 9.0 en la escala de Richter y un posterior tsunami con olas estimadas en más de 14 metros, ver Figura 1, dieron lugar a la situación que se presentó en esta central. En las siguientes secciones se describe de manera breve lo ocurrido en esta central y algunas de las modificaciones que se están generando a nivel mundial para las NPPs como consecuencia del análisis de este accidente.

2.1 Eventos Ocurridos en la CNFD

Lo ocurrido en esta central, puso en evidencia que es necesario hacer aún más seguras las NPPs, poniendo especial atención en los eventos externos extremos múltiples que pueden presentarse; enfocando una considerable cantidad de esfuerzos en la reducción y mitigación de los efectos causados por la acumulación de hidrógeno y a la pérdida de grandes extensiones en las instalaciones de una central.

Es importante resaltar que el objetivo de este trabajo no es el análisis detallado de la secuencia de eventos que se presentaron en los diferentes accidentes ocurridos en la industria nuclear de potencia, tampoco está enfocado a la explicación y funcionamiento detallado de los sistemas relacionados con la seguridad o no relacionados con ésta que operaron durante los eventos en la CNFD.

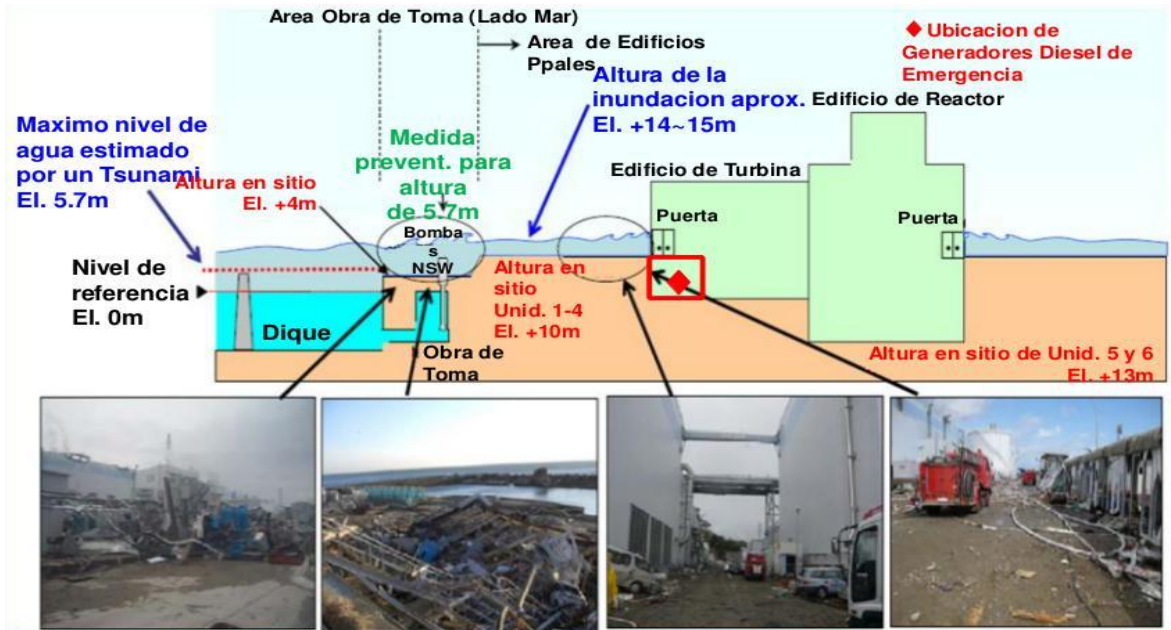


Figura 1. Niveles de la CNFD

La CNFD, se encuentra ubicada al noreste de Japón (37° latitud norte, 141° este) en las ciudades de Okuma y Futaba en la prefectura de Fukushima, aproximadamente 225 km al norte de Tokio, en las costas del océano pacífico. Con una población de aproximadamente 11,500 personas en la ciudad de Okuma y aproximadamente de 6,900 personas en la ciudad de Futaba (JNTI. 2011). Las Unidades 1 a 4 se encuentran ubicadas en la ciudad de Okuma, mientras que las Unidades 5 y 6 están en la ciudad de Futaba, ver Figura 2. En la Tabla 1 se muestran las características básicas de cada Unidad.

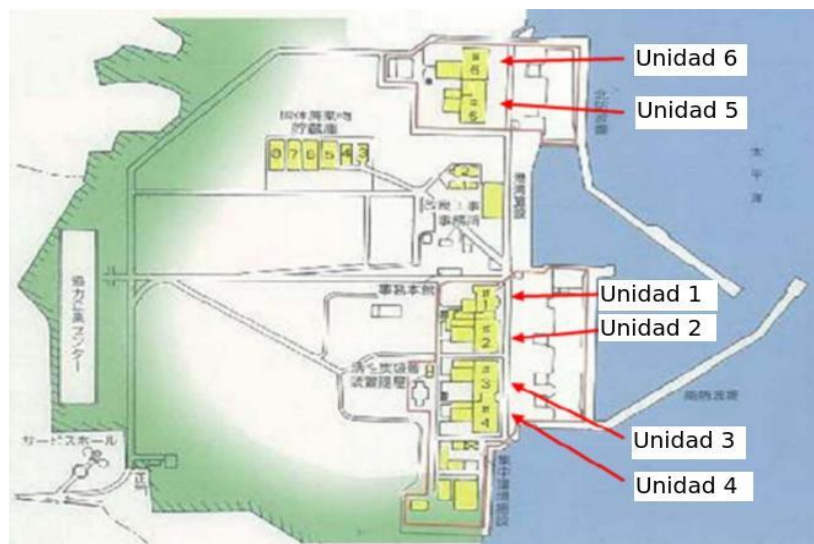


Figura 2. Ubicación de las Unidades de la CNFD (JNTI. 2011)

Tabla 1. Características de las Unidades de la CNFD. (JNTI. 2011)

Unidad	Potencia (MWe)	Inicio de Operación	Reactor	Contención	Proveedor
1	460	26-03-1971	BWR-3	MARK I	GE
2	784	18-07-1974	BWR-4	MARK I	GE-Toshiba
3	784	27-03-1976	BWR-4	MARK I	Toshiba
4	784	12-10-1978	BWR-4	MARK I	Hitachi
5	784	18-04-1978	BWR-4	MARK I	Toshiba
6	1100	24-10-1979	BWR-5	MARK II	GE-Toshiba

De acuerdo con lo reportado por el “Japan Nuclear Technology Institute” (JNTI. 2011), para el 26 de septiembre del 2011, los daños humanos y materiales provocados por el terremoto y el tsunami se contabilizaban en 15,811 muertes, 4,305 personas desaparecidas, una destrucción completa de 117,542 construcciones y una destrucción parcial de 177,192 construcciones.

Cuando ocurrió el gran terremoto, las Unidades 1, 2 y 3 de la CNFD se encontraban en operación, mientras que las Unidades 4, 5 y 6 se encontraban apagadas debido a una inspección regular y proceso de recarga. La Alberca de Combustible Gastado (SFP), de la Unidad 4 se encontraba completamente en uso, con el combustible gastado y con el núcleo del reactor. A las 14:46 horas del 11 de marzo del 2011 ocurrió el terremoto; de inmediato las Unidades 1, 2 y 3 iniciaron el SCRAM debido a la señal de pico de aceleración por terremoto.

El suministro externo de energía eléctrica se perdió por completo debido a la destrucción causada por el terremoto, ver Figura 3, así como las instalaciones externas de suministro eléctrico, dañando y destruyendo las torres, cables, etc. Por lo que todas las unidades excepto la Unidad 4 (que se encontraba en inspección periódica), arrancaron sus Generadores Diesel (DG) de emergencia manteniéndose las capacidades de enfriamiento del reactor y de la SFP (JNTI. 2011).



Figura 3. Destrucción Causada por el Terremoto y Tsunami en Japón

Aproximadamente cincuenta minutos después de ocurrido el terremoto un tsunami alcanza las costas niponas, inundando la CNFD y ocasionando que todos los generadores diesel se detuvieran, excepto el DG del sistema de enfriamiento de aire de la Unidad 6. En ese momento el suministro de corriente alterna de las Unidades 1 a 5 estaba completamente perdido, presentándose un “Station Blackout” (SBO) prolongado (Allison, C. M., et al. 2012). Otra de las consecuencias del tsunami fue que arrastró maquinaria y tanques muy pesados dispersando una gran cantidad de escombros en los caminos de acceso e interrumpiendo todas las comunicaciones, ver Figuras 3 y 4. También se perdió el suministro de energía para los monitores de medida, haciendo imposible determinar en nivel del agua en la vasija o las condiciones de inundado.



Figura 4. Impacto del Tsunami en la CNFD

De manera general lo que ocurrió en la Unidad 1 de la CNFD fue lo siguiente. Después del apagado automático, el 11 de marzo a las 14:47 horas las MSIVs se detuvieron debido a la pérdida de suministro de corriente externa, la presión de la Vasija del Reactor (RPV) se incrementó, el Condensador de Aislamiento (IC) inició de manera automática a las 14:52 horas. Siguiendo el manual de procedimientos, los operadores realizan una acción de control mediante la repetición de las operaciones manuales (abriendo-cerrando las válvulas de aislamiento), del IC de tal manera que la tasa de disminución de temperatura en la RPV no se incrementara por encima de los 55 °C/h (JNTI. 2011).

Después de esto, todo el suministro de Corriente Alterna (AC) y simultáneamente el suministro de Corriente Directa (DC) se perdieron a causa del tsunami, el cual alcanzó a la CNFD a las 15:37 horas del 11 de marzo, por lo que era imposible inyectar agua dentro de la RPV o

confirmar las condiciones de los parámetros de ésta; en este momento los trabajadores de la central iniciaron la preparación para utilizar métodos alternativos para bombear agua. A las 21:19 horas del 11 de marzo el nivel del agua en la RPV fue restablecido debido a que se recuperó de forma temporal el suministro de energía eléctrica y se confirmó que el nivel de agua se encontraba por encima del TAF. Los niveles de radiación en el edificio de la turbina se incrementaron alrededor de las 11:00 horas del 12 de marzo. Aproximadamente a la 00:06 horas del 12 de marzo los trabajadores de la central preparaban el venteo de la contención primaria debido a que existía la posibilidad de que la presión en la contención excediera el valor máximo permitido. Alrededor de la 05:46 horas del 12 de marzo se inició el bombeo alternativo de agua. Aproximadamente a las 15:36 horas se presentó una explosión en la parte superior del edificio del reactor causada por acumulación de hidrógeno. La inyección de agua de mar dentro del reactor se inició a las 19:04 horas del 12 de marzo (JNTI. 2011).

Eventos similares a los ocurridos en la Unidad 1 se presentaron en las Unidades 2 y 3 de la CNFD. En el caso de la Unidad 4 fue distinto debido a que ésta se encontraba apagada y en mantenimiento. Sin embargo, también se presentó una explosión causada por acumulación de hidrógeno en el edificio del reactor, la cual fue generada por la pérdida de refrigerante en la alberca de combustible gastado, dañando parte de los ensambles de combustible que se encontraban ahí y generando hidrógeno.

El estado actual de las unidades de la CNFD reportado por TEPCO (Tokyo Electric Power Company) se presenta a continuación (TEPCO. 2011-2013):

Unidad 1

Cuenta con un reactor BWR-3 de 460 MWe, con 400 ensambles de combustible; la unidad se encuentra en las siguientes condiciones:

- La integridad del núcleo del reactor se encuentra dañada; con fundición y relocalización del núcleo.
- La integridad de la vasija se encuentra dañada debido a la relocalización del núcleo fundido.
- Sospechas de daño y fuga en la contención primaria.
- El enfriamiento del núcleo se realiza con sistemas alternativos instalados después del tsunami.
- La temperatura de la vasija y de la contención primaria se encuentran por debajo de los 100 °C.
- La liberación de material radiactivo se encuentra bajo control.
- La mayoría del combustible que se encuentra en la alberca de combustible gastado no sufrió daño.
- El enfriamiento del agua de la alberca de combustible gastado está recuperado.

Unidad 2

Está conformada por un reactor BWR-4 de 784 MWe, con 548 ensambles de combustible en el

núcleo. La situación de la unidad es la siguiente:

- La integridad del núcleo del reactor se encuentra parcialmente dañada, con fundición y relocalización del núcleo.
- La integridad de la vasija permanece desconocida.
- Sospechas de daño y fuga en la contención primaria.
- El enfriamiento del núcleo se realiza con sistemas alternativos instalados después del tsunami.
- La temperatura de la vasija y de la contención primaria se encuentran por debajo de los 100 °C.
- La liberación de material radiactivo se encuentra bajo control.
- La mayoría del combustible que se encuentra en la alberca de combustible gastado no sufrió daño.
- El enfriamiento del agua de la alberca de combustible gastado está recuperado.

Unidad 3

Cuenta con un reactor BWR-4 de 784 MWe, con 548 ensambles de combustible en el núcleo. La situación de la unidad es la siguiente:

- La integridad del núcleo del reactor se encuentra parcialmente dañada, con fundición y relocalización del núcleo.
- La integridad de la vasija permanece desconocida.
- Sospechas de daño y fuga en la contención primaria.
- El enfriamiento del núcleo se realiza con sistemas alternativos instalados después del tsunami.
- La temperatura de la vasija y de la contención primaria se encuentran por debajo de los 100 °C.
- La liberación de material radiactivo se encuentra bajo control.
- La mayoría del combustible que se encuentra en la alberca de combustible gastado no sufrió daño.
- El enfriamiento del agua de la alberca de combustible gastado está recuperado.

Unidad 4

Está conformada por un reactor BWR-4 de 784 MWe; la unidad se encontraba apagada para recarga de combustible y mantenimiento. La situación de la unidad es la siguiente:

- Esta unidad no tenía combustible en el núcleo del reactor.
- No sufrió daño en la integridad de la vasija.
- No sufrió daño en la integridad de la contención.
- La mayoría del combustible que se encuentra en la alberca de combustible gastado, no sufrió daño.

Es muy importante resaltar que las explosiones ocurridas en las tres unidades de la CNFD **“NO FUERON EXPLOSIONES NUCLEARES”** tal y como lo mencionaron los medios de comunicación. Fueron explosiones causadas por la acumulación e ignición de hidrógeno.

Debido a los eventos ocurridos en la CNFD las regulaciones de instalaciones en Japón y el mundo se están revisando y corrigiendo, para aprobar y efectuar modificaciones relacionadas con seguridad, en respuesta a la ocurrencia de eventos externos extremos múltiples que pueden poner en riesgo la protección de la población, el personal y el medio ambiente; principalmente bajo condiciones de un SBO prolongado. A continuación se describen algunas de estas modificaciones.

2.2 Modificaciones en las Centrales Nucleares de Potencia después de Fukushima

Los eventos que se presentaron en la CNFD pusieron en evidencia la posibilidad de que fenómenos naturales externos extremos múltiples, pueden desafiar la prevención, mitigación y preparación de los niveles de la defensa en profundidad de las NPPs. Lo que ha dado como resultado la necesidad de incorporar requerimientos adicionales a las NPPs para mitigar eventos **“Más Allá de la Base de Diseño”** (NRC. Order EA-12-049. 2012).

La Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (NRC), estableció un grupo de trabajo para llevar a cabo una revisión sistemática y metódica de sus procedimientos y regulaciones, para determinar si la NRC podría hacer mejoras en la seguridad en respuesta a los eventos ocurridos en Japón. Este grupo de trabajo determinó que se requieren las siguientes modificaciones.

2.2.1 Orden de modificación con respecto a los requerimientos para estrategias de mitigación para eventos externos “más allá de la base de diseño”

Esta orden establece la necesidad de implementar y dar soporte a las estrategias (guías, entrenamiento, equipos, recursos y consumibles portátiles), para mantener o restablecer el enfriamiento del núcleo, la contención y la SFP (NRC. Order EA-12-049. 2012).

Las estrategias implementadas deberán ser capaces de continuar en operación aún después de la pérdida de todas las fuentes de corriente en la central, y de la pérdida del acceso normal al sumidero de calor durante un evento más allá de la base de diseño, además de proporcionar la protección al equipo asociado para el caso de eventos externos extremos múltiples para todas las unidades del sitio. Las estrategias deben incluir todos los procedimientos, guías y entrenamiento, así como la adquisición, montaje e instalación de todo el equipo necesario.

Los eventos ocurridos en los Estados Unidos de América el 11 de septiembre del 2001 generaron una serie de modificaciones en la regulación de este país, relacionadas con la industria nuclear de potencia. Estos requerimientos incluyen establecer las medidas para dirigir las acciones necesarias en caso de amenaza potencial por una aeronave. Además de desarrollar e implementar

las guías y estrategias para mantener o restaurar la capacidad de enfriamiento del núcleo, la contención y la SFP bajo circunstancias asociadas con la pérdida de grandes áreas de la planta. Sin embargo, después de las evaluaciones efectuadas por la NRC a raíz de los eventos en Japón; dichos requerimientos fueron ampliados para cumplirse en el caso de presentarse eventos externos múltiples (NRC. Order EA-12-049. 2012).

Los nuevos requerimientos solicitados a las NPPs comprenden tres fases:

- 1) La fase inicial requiere el uso de los equipos y recursos instalados para mantener o restablecer el enfriamiento del núcleo, la contención y las capacidades de enfriamiento de la SFP.
- 2) La fase de transición requiere de proveer suficientes equipos y consumibles portátiles fuera del sitio, para mantener o restablecer el enfriamiento del núcleo, la contención y las capacidades de enfriamiento de la SFP.
- 3) La fase final requiere la obtención de recursos suficientes para mantener estas funciones indefinidamente.

Estas estrategias deben de ser capaces de mitigar una pérdida simultánea de todas las fuentes de energía de AC, la pérdida de acceso normal al sumidero de calor, además de tener la capacidad adecuada para afrontar los desafíos para el enfriamiento del núcleo, la contención y las capacidades de enfriamiento de la SFP.

El titular de la autorización de operación deberá desarrollar, implementar y mantener guías y estrategias para restablecer o mantener el enfriamiento del núcleo, de la contención y las capacidades de enfriamiento de la SFP después de un evento externo, más allá de la base de diseño, e implementar las estrategias en todos los modos de operación del reactor. Además de proporcionar la protección razonable para el equipo asociado. Dicha protección deberá demostrar que tiene las capacidades adecuadas para afrontar los desafíos para el enfriamiento del núcleo, la contención y las capacidades de enfriamiento de la SFP para todas las unidades del sitio. Se deberán incluir los procedimientos, guías y entrenamiento, así como la adquisición, montaje o instalación del equipo necesario (NRC. Order EA-12-049. 2012).

2.2.2 Incorporación de un sistema de venteo rígido y confiable de la contención.

Uno de los temas importantes bajo las circunstancias que se presentaron en la CNFD, es que la operación satisfactoria del sistema de venteo de la contención no se pudo establecer, esto causó una imposibilidad de reducir la presión de la contención e inhibió los esfuerzos para lograr el enfriamiento del reactor (NRC. Order EA-12-050. 2012).

Si un respaldo adicional o fuentes alternativas de energía hubiesen estado disponibles para operar remotamente el sistema de venteo de la contención, o ciertas válvulas hubiesen estado accesibles para su operación manual, los operadores de la CNFD hubiesen sido capaces de una pronta despresurización de la contención, lo que les hubiera permitido implementar estrategias para utilizar las fuentes de agua a baja presión, las cuales habrían limitado o prevenido el daño al núcleo del reactor.

Un Venteo de la Contención Rígido y Confiable para NPPs del tipo BWR con contenciones MARK I y MARK II, es de suma importancia para mantener un adecuado enfriamiento del núcleo y la contención y asegurar que se mantiene una adecuada protección a la salud y seguridad del público.

Los reactores BWR con contenciones MARK I y MARK II deberán contar con un venteo confiable que ayude a remover el calor de decaimiento y mantener en control la presión de la contención, dentro de límites aceptables después de la ocurrencia de un evento que resulte en la pérdida de la capacidad activa de remoción de calor de la contención o en el caso de un SBO prolongado.

El sistema de venteo requerido deberá ser accesible y operable conforme al rango de condiciones de operación de la planta, incluidos un SBO prolongado y un inadecuado enfriamiento de la contención. El Sistema de Venteo Rígido de la Contención (HCVS, “Hardened Containment Venting System”), deberá considerar los siguientes objetivos de desempeño (NRC. Order. EA-12-050. 2012):

- Ser diseñado para minimizar la dependencia en acciones del operador.
- Minimizar los riesgos ocupacionales de exposición de los operadores de la planta, tales como estrés por calor extremo mientras está en operación el HCVS.
- Minimizar las consecuencias radiológicas que pudieran impedir acciones del personal necesarias para responder al evento.

El HCVS deberá contar con las siguientes características de diseño:

- Tener la capacidad de ventear la energía/vapor equivalente al 1 por ciento del valor de potencia térmica autorizada (a menos que un valor inferior sea justificado por análisis), y ser capaz de mantener la presión de la contención por debajo de la presión de diseño de la misma.
- Ser accesible para los operadores de planta y ser capaz de ser operado y controlado de manera remota o de ser operado manualmente, durante una operación sostenida (periodo de tiempo prolongado).
- Incluir los medios para prevenir una actuación inadvertida.
- Incluir los medios para vigilar el estatus del sistema de venteo (ej. indicador de posición de la válvula) en el cuarto de control o en otras ubicaciones. La vigilancia del sistema deberá ser diseñada para una operación sostenida durante un SBO prolongado.
- Incluir los medios para vigilar el efluente de descarga de radiactividad que pueda ser liberada a raíz de su operación. La vigilancia del sistema deberá proporcionar información y/o indicadores en el cuarto de control o en otras ubicaciones, y deberá ser diseñado para una operación sostenida durante un SBO prolongado.
- Incluir características de diseño para minimizar flujo transversal no deseado de los fluidos venteados, dentro de una unidad y entre unidades del sitio.
- Incluir características y estar provisto para la operación, pruebas, inspección y mantenimiento adecuados para asegurar su funcionamiento y capacidad confiable.
- Ser diseñado para presiones que son consistentes con la máxima presión de diseño de

la contención, así como para las cargas dinámicas resultantes de la actuación del sistema.

- Descargar el efluente en un punto de liberación por arriba de las estructuras principales de la planta.

Estándares de Calidad del HCVS

- La ruta superior del venteo del HCVS, incluyendo la segunda barrera de aislamiento deberá ser diseñada de manera consistente con las bases de diseño de la planta. Esto incluye las tuberías, los soportes de tuberías, las válvulas de aislamiento de la contención, los actuadores de las válvulas de aislamiento de la contención y los componentes indicadores de posición de dichas válvulas.
- Todos los demás componentes del HCVS deberán ser diseñados para un desempeño confiable que sea capaz de asegurar la funcionalidad del HCVS después de presentarse un evento sísmico. Esto incluye el suministro de energía eléctrica, el suministro del actuador neumático de válvula y los componentes de instrumentación (locales y remotos).

Requerimientos programáticos del HCVS

- El titular de una autorización de operación deberá desarrollar, implementar y mantener los procedimientos necesarios para la operación segura del HCVS. Los procedimientos del sistema deberán ser establecidos cuando la energía normal y de respaldo están disponibles, y durante condiciones de SBO.
- El titular de la autorización deberá entrenar al personal apropiado en el uso del HCVS. El entrenamiento deberá incluir la operación del sistema en condiciones, normales y de respaldo de energía y durante condiciones de SBO.

Actualmente se emitió la Orden EA-13-109 el 06 de junio del 2013, relacionada con el Venteo Rígido de la Contención para ampliar sus requerimientos de operatividad bajo condiciones de Accidente Severo (Espinosa-Paredes, G., et al. 2012), con un venteo en el Pozo Húmedo y un venteo en el Pozo Seco. Esta orden es aplicable a todas las instalaciones de Reactores de Agua en Ebullición con contenciones MARK I y MARK II, y dicha orden reemplaza y deroga los requerimientos establecidos en la orden EA-12-050 (NRC. Order. EA-13-109. 2013).

2.2.3 Implementación de una instrumentación confiable de la alberca de combustible gastado.

La NRC ha determinado que los titulares de una autorización de operación deben contar con un medio confiable de vigilancia remota de gran alcance para los niveles de la SFP para apoyar la prioridad de mitigación y acciones de recuperación del nivel del agua de la SFP en eventos externos más allá de la base de diseño (NRC. Order. EA-12-051. 2012). Estableciendo la necesidad de contar con una instrumentación confiable para vigilar el nivel del agua de la SFP con la capacidad de identificar, dar soporte y seguimiento a las condiciones de nivel de ésta.

Estos nuevos requerimientos proporcionan una mayor capacidad de mitigación ante la ocurrencia de algún evento consistente con la filosofía de defensa en profundidad y por lo tanto una mayor garantía ante los desafíos que podría representar una combinación de eventos externos extremos múltiples. Por lo que se deberá contar con una instrumentación confiable para vigilar el nivel del agua de la alberca de combustible gastado con personal entrenado capaz de identificar, dar soporte y seguimiento a las condiciones del nivel de esta alberca, estableciendo que:

- El nivel es adecuado para soportar la operación normal del sistema de enfriamiento de la alberca de combustible gastado.
- El nivel es adecuado para establecer una protección adecuada (niveles de radiación), para el personal.
- El nivel es adecuado para mantener el combustible cubierto y las medidas para implementar la compensación de adición de agua no deben ser aplazadas.

La instrumentación del nivel de la alberca del combustible gastado debe incluir las siguientes características de diseño (NRC. Order EA-12-051. 2012):

Instrumentación: Deberá consistir en un canal de instrumentación primario fijo y permanente y un canal de instrumentación de respaldo. La instrumentación del canal de respaldo puede ser fija o portátil. La instrumentación portátil deberá tener capacidades que incrementen la habilidad del personal entrenado para vigilar el nivel del agua de la SFP, bajo condiciones que restringen el acceso del personal a la alberca; tales como daño estructural parcial, altos niveles de radiación, o altos niveles de calor y humedad.

Arreglo: Los canales de instrumentación de nivel del agua de la SFP deberán ser colocados de tal manera que proporcionen una protección razonable de la función de los indicadores de nivel contra proyectiles que puedan resultar en daños en las estructuras sobre la alberca del combustible gastado. Esta protección debe mantener la separación del canal de instrumentación dentro del área de la alberca de combustible gastado y utilizar un blindaje inherente contra proyectiles provenientes de la SFP.

Montaje: El equipo del canal de instrumentación instalado dentro de la alberca de combustible gastado deberá ser montado de tal manera que conserve su configuración de diseño durante y después de la ocurrencia de un sismo considerado en la base de diseño de la estructura de la alberca de combustible gastado.

Requisitos: Los canales de instrumentación primario y el canal de respaldo deberán ser confiables para los niveles de temperatura, radiación y humedad, consistentes con el agua de la alberca de combustible gastado en condiciones de saturación por un periodo prolongado.

Independencia: El canal de instrumentación primario deberá ser independiente del canal de instrumentación de respaldo.

Suministros de Energía: Los canales de instrumentación instalados deberán ser alimentados permanentemente por suministros de energía separados. La instrumentación de los canales fijo y

portátil deberán estar provista de conexiones de energía de fuentes independientes de los sistemas de distribución de AC y DC de la planta, tales como generadores portátiles o baterías reemplazables. Estas baterías y generadores deberán tener la capacidad suficiente para mantener la función de indicación de nivel hasta que los recursos disponibles fuera de planta sean razonablemente seguros.

Precisión: Los canales de instrumentación deberán mantener la precisión para lo que fueron diseñados después de una interrupción de energía o un cambio de fuente de energía, sin necesidad de recalibración.

Pruebas: El diseño del canal de instrumentación deberá estar provisto para efectuar pruebas y calibración de rutina.

Visualización: El personal entrenado debe poder vigilar el nivel del agua de la alberca de combustible gastado en el cuarto de control, panel de apagado alternativo u otra ubicación apropiada y accesible. La visualización deberá proporcionar una indicación en demanda o indicación continua del nivel de agua de la alberca de combustible gastado.

La instrumentación de la SFP deberá mantenerse disponible y confiable a lo largo del desarrollo e implementación de los siguientes programas:

- Entrenamiento: El personal deberá ser entrenado en el uso y suministro de energía alterna para los canales primario y de respaldo.
- Procedimientos: Los procedimientos deberán ser establecidos y mantenidos para las pruebas de calibración, y el uso de la instrumentación de los canales primario y de respaldo.
- Prueba y calibración: Los procesos deberán ser establecidos y mantenidos para la planificación e implementación de las pruebas necesarias, además de la calibración, la instrumentación del canal primario y de respaldo, para mantener la precisión de diseño de estos canales.

2.2.4 Otras modificaciones

Tanto la NEA (Nuclear Energy Agency), como el OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica), han jugado un papel importante en el intercambio de información sobre las investigaciones y pruebas de esfuerzo que se han realizado entre los países participantes (OECD-NEA. 2013).

Las pruebas de esfuerzo comenzaron en la Unión Europea (UE) el 1 de junio de 2011, y se realizaron de acuerdo a las especificaciones adoptadas por el “Grupo de Reguladores Europeos de Seguridad Nuclear” (ENSREG).

Todos los operadores de las centrales nucleares de la UE tuvieron que revisar la respuesta de sus centrales a situaciones extremas, en particular, los operadores tuvieron que revisar y mejorar las medidas de mitigación disponibles ante una posible pérdida de funciones de seguridad causadas

por cualquier motivo. Se incluyeron, la pérdida de energía eléctrica o la pérdida del último sumidero de calor para la remoción del calor del reactor, la gestión de la pérdida de las funciones de enfriamiento del núcleo y de la alberca de combustible gastado y el mantenimiento de la integridad de la contención. Los informes finales de cada país se presentaron el 31 de diciembre de 2011 y han sido publicados por la NEA (OECD-NEA. 2013).

El ENSREG ha adoptado un plan de acción que fue aprobado el 1 de agosto de 2012 y que define la necesidad de acciones específicas de cada país (Planes Nacionales de Acción). El plan de acción ENSREG ayudará a asegurar que las conclusiones de las pruebas de esfuerzo y la revisión de resultados por pares contribuirán en la mejora de la seguridad de las centrales nucleares europeas (OECD-NEA. 2013).

Además de los miembros de la UE; una serie de países no miembros (Armenia, Bielorrusia, Croacia, Rusia, Suiza, Turquía y Ucrania) acordaron llevar a cabo pruebas de esfuerzo utilizando la metodología de la UE. Evaluaciones de seguridad nacionales también han sido o están siendo llevadas a cabo en Canadá, Japón, México, la República de Corea y los Estados Unidos.

Otras acciones que han sido llevadas a nivel internacional son:

A. Estudio comparativo del accidente en la CNFD

En noviembre de 2012, la NEA lanzó un estudio de referencia o “Benchmark” para mejorar los códigos y modelos de accidentes severos (Núñez-Carrera, A., et al. 2012), y así facilitar la comprensión de la progresión de este tipo de accidentes. Ocho países están participando en este estudio del accidente en la CNFD, Francia, Alemania, Japón, Corea, Rusia, España, Suiza y Estados Unidos.

B. HYMERES. Experimentos de mitigación de hidrógeno para seguridad en los reactores.

El tema de la liberación de hidrógeno en la contención de una NPP ha sido el objeto de mucha atención desde el accidente de TMI-2 y cobrando mayor importancia después del evento de la CNFD; donde el hidrógeno generado durante la progresión del accidente causó explosiones en las partes superiores de los edificios del reactor de las Unidades 1, 3 y 4.

En este sentido, la NEA lanzó el proyecto de Experimentos de Mitigación de Hidrógeno para Seguridad en los Reactores (HYMERES). Este es un programa de investigación de cuatro años (2013-2016), que se llevará a cabo en las instalaciones PANDA en Suiza y el centro MISTRA de Francia, para proporcionar datos que ayuden a resolver problemas relacionados con el análisis y mitigación de accidentes severos causados por la liberación de hidrógeno en la contención de una NPP. El proyecto involucra a Canadá, República Checa, China, Finlandia, Francia, Alemania, India, Italia, Corea del Sur, Rusia, España, Suecia y Suiza.

El principal objetivo del proyecto HYMERES es proporcionar un entendimiento del riesgo de la fenomenología del hidrógeno en la contención para realizar mejoras en su modelado y apoyo en la evaluación de seguridad en las centrales nucleares en operación y en las nuevas centrales (OECD-NEA. 2013).

Con respecto a sus proyectos previos en el estudio de los riesgos asociados al hidrógeno, el proyecto HYMERES incorporará tres nuevos elementos (OECD-NEA, HYMERES. 2013):

- Se tratarán temas sobre las condiciones realistas de flujo. Esto podría proporcionar información crucial en las evaluaciones computacionales y los requerimientos de modelado, por ejemplo (tamaño de la malla, modelos de turbulencia, etc.), necesarios para hacer un análisis de una central nuclear real.
- Se conducirán pruebas de la interacción de los componentes de seguridad. En general las investigaciones previas se habían enfocado en la activación de un componente de seguridad (aspersión, enfriadores, **recombinadores autocatalíticos pasivos**, etc.), los que mostraron sus ventajas y desventajas. Por lo que se han propuesto estudios de diferentes combinaciones de elementos de seguridad, por ejemplo, los efectos térmicos causados por dos PARs, aspersores y enfriadores, aspersores y apertura de escotillas, etc. El comportamiento de sistemas para casos seleccionados en cierto tipo de reactores como en diseños BWRs, PWRs o PHWRs. Las concentraciones y acumulación de hidrogeno en la contención dependen de la respuesta de diferentes componentes y sistemas.

2.2.5 Respuesta nacional ante los eventos de la CNFD

México cuenta con una NPP, la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV) la cual consta de dos unidades con reactores del tipo BWR MARK II. Esta central se encuentra ubicada en el estado de Veracruz, en la costa del Golfo de México, 75 km al norte de la Ciudad de Veracruz.

Tras los acontecimientos ocurridos en la CNFD, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), estableció la necesidad de conducir una revisión inmediata de la capacidad de la CNLV para enfrentar eventos similares a los ocurridos en Japón relacionados con fenómenos naturales extremos externos múltiples.

En estas revisiones se consideraron las acciones de respuesta de otros países a dicho suceso, revisándose documentos generados por naciones como Alemania, Canadá, Emiratos Árabes Unidos, Finlandia, Francia, Inglaterra y la WENRA (“Western European Nuclear Regulators Association”). De donde se identificaron asuntos de seguridad que se incluyeron como parte de las actividades de inspección que se aplicaron en la CNLV. Realizando una revisión de aspectos específicos de seguridad que van desde eventos de pérdida de potencia eléctrica durante terremotos, inundaciones, posible daño a las albercas de combustible gastado, conteo de la contención primaria y la preparación ante emergencias (Sánchez-Jaramillo, J., et al. 2013).

Otra acción importante es verificar y dar seguimiento continuo en los avances que logre consolidar la Comisión Federal de Electricidad (CFE), para implementar los requerimientos del 10 CFR 50.54(hh), (requerimientos para el impacto de una aeronave).

También, la CNSNS solicitó el 6 de abril de 2011 a la CFE, que verificara la capacidad para mitigar las condiciones resultantes de eventos severos, incluyendo la pérdida de sistemas, debido a eventos naturales, fuegos, impacto de aeronaves y explosiones (Sánchez-Jaramillo, J., et al. 2013).

Posteriormente, el 26 de octubre de 2011, la CNSNS solicitó que se aplicaran las “Pruebas de Resistencia”, definidas para las centrales latinoamericanas en el ámbito del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO), en forma similar a las definidas para las centrales europeas bajo el WENRA y ENSREG.

Debido a que la CNLV cuenta con unidades del tipo BWR-5 con contención MARK II, las modificaciones presentadas por la NRC pueden ser aplicables a dichas unidades para gestionar y/o mitigar las consecuencias de la posible ocurrencia de un accidente más allá de la base de diseño y que podrían generar un SA.

Para el caso particular de la CNLV, los terremotos y tsunamis esperados en la zona no alcanzarían la magnitud de los ocurridos en Japón. El máximo terremoto creíble para la zona es de 6.5 grados en la escala de Richter, el cual podría generar un tsunami de magnitud 1, esto es, podría causar una elevación del nivel del mar en el sitio de entre 0.5 y 0.75 metros (Sánchez-Jaramillo, J., et al. 2013). Sin embargo, debido a la ubicación de la central, ésta se encuentra expuesta a otro tipo de fenómenos naturales como huracanes de gran intensidad; que al presentarse de manera múltiple podrían poner en riesgo la integridad de las barreras de la misma y tener un comportamiento similar al de una unidad con una contención MARK I.

El fundamento legal que permite a la CNSNS establecer nuevos requerimientos se encuentra establecida en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, además de en el Reglamento Interior de la Secretaría de Energía. También, por condiciones de licencia establecidas para la CNLV, ésta debe cumplir con las normas de OIEA, en los temas relacionados con la Seguridad Nuclear, Radiológica y Física, además de cumplir con la normativa proveniente del país de procedencia del reactor que el órgano regulador nacional determine que son aplicables para las unidades de la Central, sin perjuicio de la normativa nacional que la CNSNS establezca (Sánchez-Jaramillo, J., et al. 2013).

Por lo anterior, la CNSNS ha realizado una evaluación sobre las órdenes de modificación emitidas por la NRC para reactores BWR con contenciones MARK I y MARK II para establecer su aplicabilidad en el caso nacional.

De dicha evaluación, la CNSNS ha determinado que los requerimientos de las órdenes emitidas por la NRC son aplicables a la CNLV. Por tal motivo, la CNSNS solicitó a la CFE el 10 de abril del 2013, la aplicación de las modificaciones requeridas para implementar las estrategias necesarias para equipos y consumibles portátiles para enfrentar eventos más allá de la base de diseño; un venteo rígido y confiable de la contención y del equipo necesario para vigilar las condiciones de la alberca de combustible gastado, y de esta manera, poder enfrentar y mitigar las consecuencias de la posible ocurrencia de eventos externos múltiples que pongan en riesgo la defensa en profundidad de las unidades del sitio dando mayor garantía a la seguridad, a la salud del público y al personal de la central (Sánchez-Jaramillo, J., et al. 2013).

Uno de los temas más importantes en el caso de accidente, es el control del hidrógeno liberado en la atmósfera de la contención primaria o en el edificio del reactor. Existen diferentes propuestas para este control de hidrógeno y una de las que sigue cobrando importancia es el uso de los PARs, descritos en el Capítulo 4. En el siguiente Capítulo se presenta una breve descripción del ABWR y el ESBWR.

CAPÍTULO 3 REACTORES GENERACIÓN III Y III+

Existen varios tipos de reactores avanzados que forman parte de lo que se conoce como Generación III y III+ dentro de los nuevos diseños de NPPs. Éstos integran considerables avances y mejoras en sus sistemas de operación y de emergencia. Algunos de ellos presentan un incremento muy importante en el uso de sistemas pasivos de seguridad, ya que no requieren de energía eléctrica o acciones por parte de los operadores para su operación.

En los nuevos diseños de reactores nucleares de potencia se tiene la tendencia a mejorar e incrementar sus capacidades tanto en niveles de potencia (aunque hay reactores de esta generación de bajas potencias), como en la prevención y mitigación de las consecuencias generadas por la posible ocurrencia de un DBA, o un SA, haciendo especial énfasis en la defensa en profundidad y utilizando sistemas de emergencia que no requieran de fuentes externas de energía, generadores diesel, o acciones por parte de los operadores de la central para que inicien su operación. Esto es, la tendencia es contar con nuevos diseños cada vez más seguros y confiables, para brindar una mayor seguridad a la salud del público, los trabajadores y el medio ambiente.

En este tipo de reactores de generación III y III+, se han incorporados múltiples sistemas de seguridad, además de sistemas computacionales que sirven para ayudar al soporte técnico y a la obtención de información necesaria para responder a un amplio espectro de escenarios de accidentes. Durante la ocurrencia de algún evento diferente a la operación normal se han delineado de manera clara las responsabilidades en la toma de decisiones (Fuller, E. L., et al. 2009).

Algunos de los temas importantes relacionados con la seguridad en las centrales nucleares de potencia son el control de hidrógeno, el enfriamiento del núcleo, los residuos de núcleo fundido, la expulsión del núcleo fundido a altas presiones, el comportamiento de la contención (que incluye los posibles efectos de núcleo fundido) y las interacciones del núcleo fundido con el refrigerante para su enfriamiento (Fuller, E. L., et al. 2009). Y después de lo ocurrido en la CNFD, también es muy importante la vigilancia de la SFP.

En el presente trabajo únicamente se hace referencia a dos diseños de las generaciones III y III+. El reactor ABWR que pertenece a la generación III y el ESBWR que es parte de la generación III+, los cuales se describen brevemente en las siguientes secciones.

3.1 Reactor Avanzado de Agua en Ebullición

El ABWR incorpora mejoras significativas en seguridad y un incremento de potencia respecto a los diseños anteriores de BWRs. En la siguiente sección se presentan algunos detalles de éste.

3.1.1 Generalidades

El desarrollo del ABWR dio inicio en 1978, con el objetivo de establecer mejoras significativas sobre los BWRs convencionales. Este diseño incorpora mejoras en la seguridad, la fiabilidad, la economía en términos de costos de construcción, mantenimiento y costos de la energía eléctrica, además de mejoras en el desempeño del reactor y su factor de capacidad.

Este reactor es un diseño de General Electric-Hitachi (GEH. 2008; Kenji, A., et al. 2007), que es capaz de generar entre 1350 y 1460 MWe. El primer reactor de este tipo entró en operación comercial en Kashiwazaki-Kariwa, Japón en 1996, además de que éste país cuenta con centrales en construcción con este tipo; otras más se están construyendo en Taiwán y Estados Unidos.

Basado en la tecnología del ABWR, Toshiba desarrolló su propio diseño con mejoras en aspectos económicos y confiabilidad incorporados a la nueva tecnología. El reactor AB1600 representa la siguiente generación de reactores ABWR con un incremento de potencia (Kenji, A., et al. 2007).

Las modificaciones más relevantes del ABWR con respecto a versiones anteriores de reactores BWR son las siguientes (GEH. 2008):

- Se eliminaron los lazos de recirculación en la vasija del reactor. Incorporando bombas internas a la vasija.
- Está provisto de equipos, sistemas y componentes para responder ante la ocurrencia de sismos con un pico de aceleración de diseño de 0.3 g, aproximadamente entre 7 y 8 grados Richter.
- Diseño compacto y fácil de construir, con una construcción modular.
- Sistemas sofisticados de control completamente digitales: vigilancia de la central, control y diagnóstico.
- Mejora en la química del agua y eliminación de fuentes de radiación.
- Mejoras económicas relacionadas con la construcción, mantenimiento y operación.

Las especificaciones técnicas del ABWR se muestran en la Tabla 2.

Tabla 2. Especificaciones del ABWR (Kenji, A., et al. 2007)

Potencia de salida	1350 MWe (3926 MWt)
Presión de la vasija	7.17 MPa
Razón de flujo de la línea de vapor principal	7.640 Mkg/h
Temperatura del agua de alimentación	215.6 °C
Razón de flujo de refrigerante en el núcleo	52 Mkg/h
Número de ensambles de combustible	872
Densidad de potencia promedio del núcleo	50.6 kW/l
Número de barras de control	205
Diámetro de la vasija	7.1 m
Altura de la vasija	21.1 m

Una de las innovaciones más importantes de este reactor fue la incorporación de las bombas internas en la vasija, lo que resultó en la eliminación de los lazos de recirculación existentes en BWRs tradicionales y representó una contribución substancial tanto económica como de seguridad, eliminando la ocurrencia de un LOCA en éstos lazos, el cual podía presentarse por debajo del núcleo del reactor en los BWR anteriores (Kenji, A., et al. 2007).

El ABWR incorpora un control electro-hidráulico del CRD, el cual proporciona un movimiento fino y altamente preciso de las barras de control durante la operación, además del SCRAM hidráulico; esta función doble proporciona mayor confiabilidad.

3.2 Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición

La industria nuclear de potencia siempre ha tenido un gran interés en la seguridad de las centrales, lo que ha llevado a desarrollar tecnologías aún más seguras y confiables con cada nuevo diseño. En este sentido, el ESBWR incorpora nuevas características de seguridad con respecto a sus predecesores (como el ABWR y los BWRs), las cuales son de carácter pasivo; además de tener una menor dependencia en las acciones requeridas por parte del operador lo que lo hace un reactor sencillo en su operación. Este diseño tiene 25% menos componentes y no requiere de la dependencia de generadores diesel para acciones de seguridad debido a que éstos no existen en éste reactor.

La empresa General Electric inició estudios para desarrollar un nuevo concepto de reactor BWR basado en el principio de los sistemas pasivos y en el Reactor Simplificado de Agua en Ebullición (SBWR); el cual surgió en el inicio de la década de 1980. El programa de certificación de diseño comenzó a finales de esta misma década, con el objetivo de obtener una licencia estandarizada similar a la obtenida para el ABWR (GEH. 2006).

3.2.1 Generalidades

La solicitud de Certificación de Diseño del ESBWR fue presentada en Agosto de 2005. Dicha solicitud presenta el proceso de revisión con la mayor y meticulosa aceptación y fue formalmente aceptado su expediente en un lapso de 3 meses. Las nuevas revisiones de planta y su proceso de licenciamiento han sido mejoradas, incluyendo un complemento para una revisión paralela de Certificación de Diseño y Licencia de Construcción y Operación (COL), con el objetivo de una estandarización y de esta manera reducir o eliminar nuevas revisiones sobre los mismos temas. En la Tabla 3 se presentan las características generales del ESBWR (GEH. 2006; NRC. web site 2012; GEH. 2011).

Tabla 3. Especificaciones del ESBWR

Potencia de salida	1600 MWe (4500 MWt)
Presión de la vasija	7.17 MPa
Razón de flujo de la línea de vapor principal	8.76 Mkg/h
Temperatura del agua de alimentación	215.6 °C
Razón de flujo de refrigerante en el núcleo	36.0 Mkg/h
Número de ensambles de combustible	1132
Densidad de potencia promedio del núcleo	54.3 kW/l
Número de barras de control	269
Diámetro de la vasija	7.1 m
Altura de la vasija	27.7 m

El ESBWR es un diseño que es una respuesta anticipada a la situación que presentó la CNFD debido a la capacidad pasiva de sus sistemas de seguridad, los cuales pueden actuar por 72 horas posteriores a la ocurrencia de un DBA sin la necesidad de la intervención de los operadores de la central o de generadores externos auxiliares. Sin embargo, como se puede observar en la Figura 5, el comportamiento de la presión en la atmósfera de la contención a largo plazo muestra la tendencia a no descender, lo cual puede deberse a la evaporación del agua del PCCS y a la acumulación de gases no condensables en la contención.

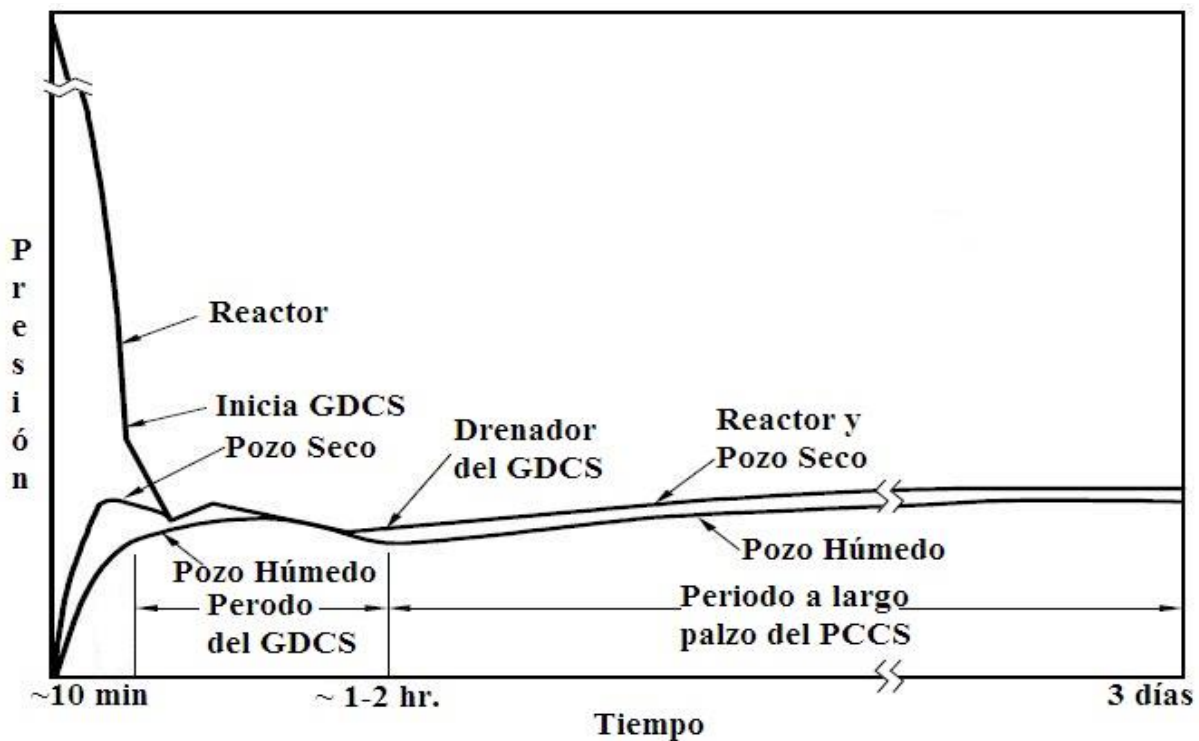


Figura 5. Comportamiento de la Presión en un ESBWR después de un DBA. (GEH. 2010)

A pesar que el ESBWR es un diseño con características que lo hacen un reactor sumamente confiable; aún es necesario establecer algunas estrategias y sistemas para que éste enfrente un evento en el cual sea necesario desalojar el calor residual del núcleo por un periodo mucho mayor a 72 horas. En tal caso, será necesario contar con sistemas que puedan restablecer los niveles de agua en las albercas, por ejemplo, en el PCCS, GDCS e IC, así como reducir la concentración de gases no condensables en la atmósfera de la contención, poniendo especial atención en el hidrógeno.

Dentro de la filosofía del uso de sistemas pasivos de seguridad existen dispositivos en los que su función principal es reducir las cantidades de gases no condensables en la atmósfera de la contención. Uno de estos dispositivos son los Recombinadores Autocatalíticos Pasivos.

En el siguiente Capítulo se describen los PARs, algunos diseños y experimentos que se han realizado e nivel mundial.

CAPÍTULO 4 RECOMBINADORES AUTOCATALÍTICOS PASIVOS

4.1 Recombinadores Autocatalíticos Pasivos

Los PARs son dispositivos encargados de recombinar el hidrógeno y el oxígeno que pueden estar presentes en la atmósfera de la contención después de un DBA o un SA, estos recombinaidores entran en operación de forma pasiva lo que incrementa el interés para ser utilizados en las NPPs, debido a la tendencia creciente del uso de sistemas pasivos en los nuevos diseños, además de representar una opción muy atractiva para las NPPs que ya se encuentran en operación actualmente.

Uno de los principales problemas que se pueden presentar en estos dispositivos son las altas temperaturas que logran alcanzar en su operación cuando las concentraciones de hidrógeno y oxígeno se incrementan considerablemente. Otra desventaja se presenta en la contribución de energía (en términos de temperatura y presión), que hacen hacia la atmósfera de la contención debido a que la reacción de recombinación es altamente exotérmica, (238 kJ/mol) (Bachelierie, E., et al. 2003). En las siguientes secciones se muestra la historia, descripción y funcionamiento de algunos tipos de PARs.

4.1.1 Historia de los recombinaidores autocatalíticos pasivos

A mediados de la década de 1980 surge una nueva opción para el control del hidrógeno en las NPPs la cual está basada en la oxidación catalítica de este gas, de tal manera que los PARs pueden usarse para reducir las cantidades de hidrógeno producidas durante un accidente y disminuir el impacto de una posible explosión causada por acumulación de éste (Bachelierie, E., et al. 2003). Además de contribuir con la reducción en las concentraciones de gases no condensables, ayudan en la disminución de la presión en la atmósfera de la contención al reducir las cantidades de gases no condensables.

Los PARs comienzan a funcionar cuando las concentraciones de hidrógeno y oxígeno se incrementan en la atmósfera de la contención; los experimentos que se han realizado muestran que los recombinaidores inician la reacción catalítica con fracciones molares de hidrógeno que están entre el 1 y 2 por ciento, dependiendo de las condiciones propias de cada diseño de PAR. La Figura 6 muestra un PAR similar al modelo canadiense de Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL), (Bachelierie, E., et al. 2003).



Figura 6. Recombinador Autocatalítico Pasivo

La recombinaación catalítica consiste en un canal vertical pila o “stack” que contiene placas metálicas o cartuchos de material cerámico cubiertos de un catalizador que puede ser platino o paladio, estos cartuchos se encuentran ubicados en la parte inferior de la carcasa, aunque algunos modelos innovadores colocan varias capas de superficies catalíticas o modifican la salida en la parte superior de la carcasa para favorecer el flujo.

Cuando se tiene presencia de hidrógeno y oxígeno en la atmósfera en donde se encuentran ubicados los PARs y estos gases entran en contacto con la superficie catalítica se inicia una reacción química exotérmica de aproximadamente 238 kJ/mol generando vapor de agua a altas temperaturas. Esta reacción tiene lugar sobre la superficie catalizadora de manera espontánea a temperaturas relativamente bajas, dependiendo del diseño, entre 10 °C y 80 °C (Dewit, W. A., et al. 1996; Bachellerie, E., et al. 2003).

El calor liberado en la reacción provee a la superficie catalítica y al fluido adyacente la energía suficiente para establecer una circulación de los gases circundantes a través de los elementos catalíticos sin mecanismos externos o necesidad de energía eléctrica, de tal manera que los PARs entran en operación por sí mismos. El flujo de convección natural hace que los gases se mezclen con mayor facilidad y de esta manera también se evite la formación de bolsas locales de hidrógeno, ver Figura 6.

El primer país Europeo en incorporar PARs en sus NPPs en operación fue Bélgica entre los años 1995 y 1997 (Bachellerie, E., et al. 2003). Varias autoridades en seguridad nuclear han reconocido a la recombinaación catalítica como una opción para el control de hidrógeno y han adoptado estos sistemas en sus instalaciones nucleares. Algunos países al este de Europa los están utilizando para DBAs y en algunos países para SA, como es el caso de las NPPs en Alemania.

Las principales tendencias sobre el uso de los PARs para la reducción y/o mitigación de los riesgos asociados a la acumulación de hidrógeno en NPPs en operación son las siguientes:

- 1) En el oeste de Europa se utilizan en PWRs en el caso de DBA y SA.
- 2) En el este de Europa, Canadá y USA se utilizan en PWRs y VVERs, en el caso de DBA.
- 3) En Alemania, Japón, USA y Suecia; la pre-inertización en combinación con otras técnicas como los quemadores o recombinaidores eléctricos, para el caso de DBA y SA.

La Tabla 4 muestra la incorporación de PARs en algunas centrales nucleares de potencia en operación (Bachelierie, E., et al. 2003).

Tabla 4. Sistemas de PARs en Centrales Nucleares en Operación²

País	Tipo de Reactor	Mitigación de H ₂	Estado ³	Accidente
Bélgica	PWR	PARs	C	SA
Canadá	CANDU 6	PARs + Quemadores	A	DBA
Países del Este ⁴	VVER, PWR	PARs	B/C	DBA
Finlandia	VVER	PARs + Quemadores	B	SA
Francia	PWR	PARs	A	SA
Alemania	PWR, BWR	PARs, PARs + Quemadores	C	SA
Países Bajos	PWR	PARs	C	SA
España	PWR	PARs	A	SA
Suiza	PWR	PAR	A	SA
USA	PWR/BWR	PARs / PARs + Quemadores	A	DBA

Las razones de recombinación de los PARs comparadas con los sistemas activos son más limitadas, por lo que es necesario considerar la instalación de un número elevado de recombinaidores dentro de la contención primaria de una NPP. De acuerdo a las investigaciones que se han venido realizando a nivel mundial y dependiendo del tamaño, tipo y capacidades del reactor (Bachelierie, E., et al. 2003), es necesario instalar un sistema de PARs de entre 50 y 60 unidades. Esta cantidad de un sistema de PARs permitiría maximizar la recombinación del hidrógeno y así tener un amplio margen de respuesta ante una amplia gama de escenarios. Sin embargo, se debe poner mayor atención en los lugares donde la generación, liberación y acumulación de hidrógeno son potencialmente altas.

En centrales en operación se presentan limitantes importantes para la instalación del sistema de recombinación principalmente por las restricciones de espacio dentro de la contención, debido a que este sistema no fue considerado durante el diseño y construcción de estas unidades. Por lo

² Datos Reportados al año 2002.

³ Corresponde al estatus de implementación de los sistemas de mitigación de riesgo asociado a la acumulación de hidrógeno basados en recombinaidores autocatalíticos. (A), Fase de implementación de sistema de PARs. (B), En progreso. (C), En operación.

⁴ Bulgaria, República Checa, Hungría y Eslovaquia.

que el análisis sobre la liberación y la distribución de los gases al interior de la contención y las opciones para instalar los recombinaidores de acuerdo con el espacio disponible son sumamente importantes (Bachelier, E., et al. 2003; Jiménez-García, M. A. 2007). El colocar un número reducido de PARs puede resultar en una configuración que incrementa el riesgo, ya que el inicio de su operación podría darse cuando la concentración de hidrógeno en otras zonas es más alta, de manera que podrían ser los iniciadores de explosiones de hidrógeno, sin embargo se requieren más estudios y experimentos al respecto considerando los nuevos diseños de PARs los cuales están proponiendo utilizar superficies de recombinación que se saturan, por lo que la recombinación se limita y no se genera.

Actualmente se están llevando a cabo investigaciones sobre el uso y la incorporación de los PARs en las NPPs. Además, el 23 de abril del 2013 TEPCO (Tokyo Electric Power Company), dio inicio a la instalación de PARs en dos de las 7 Unidades de su central nuclear de Kashiwazaki Kariwa, (Nucnet, web page. 2013). Sin embargo, en USA se han presentado solicitudes ante la NRC para retirar los PARs de las centrales nucleares de potencia, por ejemplo, en “Indian Point”, Unidad 2 argumentando que estos dispositivos pueden causar igniciones no deseadas de hidrógeno en condiciones de SA (NRC. Indian Point. 2013). Por otro lado, en algunos diseños de reactores generación III y III+, como lo es el ESBWR, se contempla la incorporación de PARs como parte de sus sistemas pasivos (GEH. 2010).

A continuación se presenta una descripción de algunos diseños de PARs desarrollados por diferentes proveedores.

4.1.2 Tipos de recombinaidores

Existen algunos diseños de recombinaidores comerciales como los desarrollados por Canadá, Alemania, Francia o Corea del Sur, cada uno con sus características propias pero el principio de funcionamiento es el mismo.

Algunos PARs se basan en el uso de grupos de esferas granuladas, utilizando paladio como catalizador y material cerámico (Óxido de Aluminio), como portador. Una superficie grande de catalizador recubierto exteriormente por gránulos cerámicos porosos actúan sobre las moléculas de gas difuso. Estos gases pueden sufrir un cambio de fase a altas temperaturas y pueden ser sensibles a choques térmicos resultado de las diferencias entre los coeficientes de expansión térmica del material y la cerámica.

Otros PARs están basados en el uso de placas delgadas de acero cubiertas con una capa hidrófoba con un portador cerámico intermedio para el metal activo. Esta placa de acero es capaz de soportar gradientes elevados de temperatura, pudiendo alcanzar una temperatura de operación de alrededor de 900 °C, la capa hidrófoba tiene la función de incrementar la porosidad catalítica y mejorar el enlace entre el soporte de metal base y el material activo. Esta técnica se utiliza en la actualidad por la industria en la catálisis heterogénea.

Otros PARs están basados en el uso de un catalizador metálico completo para eliminar el riesgo potencial de desprendimiento por la formación de polvo debido a las altas temperaturas. Los

elementos catalíticos son fabricados con calor o con técnicas de aspersión de plasma (Bachellerie, E., et al. 2003; Ferroni, F., et al. 1996).

4.1.2.1 Atomic energy of Canada Ltd. AECL

El diseño de AECL está conformado por una carcasa rectangular de aproximadamente 32x62x52 cm³, ver Figura 7, con una tapa en forma de prisma colocada en la parte superior, con una rejilla en la parte frontal, esta tapa favorece el flujo natural dentro del PAR y además sirve para cubrir a los elementos catalíticos del agua. En la parte inferior se encuentran colocadas las placas catalíticas de forma paralela al flujo de los gases, formando algo similar a una batería, con una separación de aproximadamente 2 cm entre ellas.

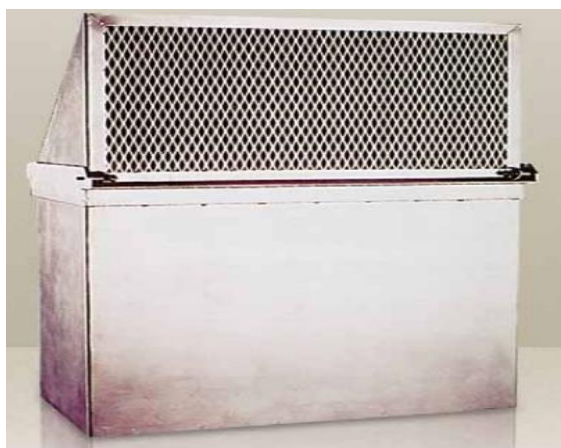


Figura 7. PAR de AECL

Las placas catalíticas tienen una elevada capacidad de recombinación (incluso con la presencia de vapor), además de contar con un amplio rango de temperaturas de operación pudiendo iniciar la recombinación aproximadamente a 286.15 K (13 °C), y pueden alcanzar los 1000 K (726.85 °C), soportando exposición a la radiación y a la humedad sin que se vea afectado su funcionamiento.

Este diseño opera en un rango de fracción molar de concentración de hidrógeno entre el 1% y el 8% en aire. Las placas catalíticas proporcionan una superficie amplia de recombinación además de una buena disipación de calor (Dewit, W .A., et al. 1996; Bachellerie, E., et al. 2003).

Tabla 5. Especificaciones de los PARs de AECL

	PAR-1	PAR-2	PAR-3
Tamaño (cm ³)	80x62x32	80x62x32	100x100x60
Número de placas	31	47	67
Capacidad (kg H ₂ /h) con 4% H ₂ vol., 25 °C y 1 bar	0.82	1.15	2.8

4.1.2.2 AREVA

Este diseño de recombinaidores fue desarrollado inicialmente por SIEMENS en Alemania. Estos PARs tienen una capacidad de 1500 m³/h de gases por unidad, lo que ayuda a mantener las concentraciones de hidrógeno dentro de ciertos límites; incluso en condiciones de SA (AREVA Inc. 2011).

Los recombinaidores de AREVA están basados en placas de acero inoxidable, las cuales están cubiertas de múltiples capas de metales preciosos, con una amplia superficie de reacción. Pueden operar a bajas temperaturas y son sumamente eficientes en condiciones de SA.

El recombinaidor está fabricado con una carcasa de metal en la que ingresan los gases no condensables por la parte inferior de ésta, ver Figura 8, la salida del vapor de recombinación es por la parte superior, lateral y frontal de la estructura.



Figura 8. PAR de AREVA (AREVA Inc. 2011)

La carcasa también proporciona protección a las placas catalíticas contra el rocío de agua y la deposición de aerosoles. Las placas catalíticas se encuentran ubicadas de forma vertical y paralelamente en el fondo de la carcasa, lo que proporciona un acceso rápido y sencillo para su inspección y mantenimiento.

En la Tabla 6, se presentan las especificaciones técnicas de los modelos de recombinaidores desarrollados por AREVA (AREVA Inc. 2011).

Tabla 6. Especificaciones de los PARs de AREVA.

	FR1-150	FR1-320	FR1-960	FR1-380T	FR1-750T	FR1-1500T
Largo (mm)	200	370	1010	430	800	1550
Profundidad (mm)	166	166	166	326	326	326
Altura (mm)	1000	1000	1000	1400	1400	1400
Peso aproximado (kg)	18	26	60	50	80	130
# de Placas catalíticas	15	32	96	38	75	150
Razón de flujo a la entrada a 1 bar y 60°C (m ³ /h)	50	110	330	330	660	1500
Taza de recombinación a 1.5 bar (0.15 MPa), y 4 % vol H ₂ (kg/h)	0.18	0.40	1.20	1.20	2.40	5.36

4.1.2.3 Electrowatt-Ekono AG

Este diseño de Recombinador es elaborado en conjunto por Electrowatt-Ekono y CCI-AG, desarrollado en Alemania desde 1982. Este dispositivo es completamente metálico y recibe el nombre de KATAREK. Es de forma cuadrada, con un receptor de aproximadamente 300x300 mm, aunque cuentan con otros tamaños en sus diseños.

En la parte inferior del dispositivo, distribuidas en capas, se encuentran las placas catalíticas colocadas paralelamente entre ellas por cada capa. Se coloca cada capa de placas de manera sucesiva entre ellas y cada una con cierta inclinación, cada capa sucesiva se coloca de forma perpendicular a la inferior, de esta manera se optimiza la transferencia de masa entre el gas y el catalizador; la Figura 9 muestra este diseño.

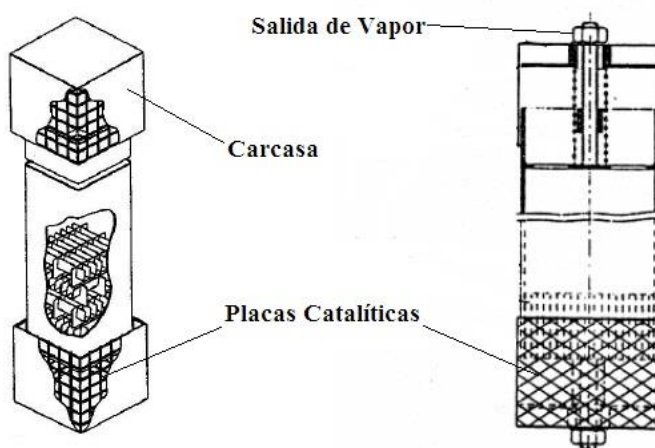


Figura 9. PAR de Electrowatt-Ekono AG

En este recombicador se consigue la porosidad en las placas catalíticas utilizando un revestimiento de polvo catalítico. Este revestimiento es inyectado sobre las placas catalíticas a altas temperaturas con un rociado térmico por descarga de gas. El diseño es completamente

hermético, para proteger al material cerámico dentro de la contención, asegurando su operación. Además de garantizar que la exposición de las placas catalíticas sólo se presenta cuando hay flujo de gases no condensables y con esto reducir al máximo las necesidades de inspección y mantenimiento de las placas catalíticas (Jiménez-García, M. A. 2007).

4.1.2.4 NIS Ingenieurgesellschaft

Este recombinaor está conformado por cartuchos rectangulares que se encuentran rellenos de esferas cerámicas recubiertas de paladio, existen en módulos de 11, 22, 44 y 88 cartuchos. Es posible incorporarles una cubierta en la parte superior, la cual ayuda a proteger a los cartuchos del agua que se pueda rociar dentro del recinto donde se encuentren colocados.

El tamaño exterior del modelo de 88 cartuchos es de $900 \times 900 \text{ mm}^2$, con un área de sección de entrada de 0.4 m^2 , contiene 35 kg de esferas catalíticas con recubrimiento hidrófobo y con un peso total de 170 kg. La Figura 10 muestra este PAR (Bröckerhoff, P., et al. 2000).

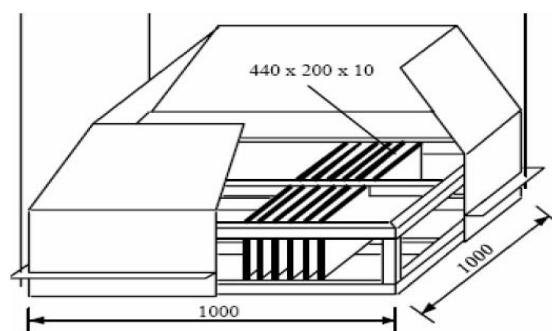


Figura 10. PAR de NIS (Bröckerhoff, P., et al. 2000)

4.1.2.5 Diseño de Korea Nuclear Technology Inc. (KNT)

Los esfuerzos de la República de Corea del Sur por diseñar un recombinaor están enfocados en desarrollar un modelo de PAR distintivo con mejoras en las capacidades de remoción de hidrógeno (Park, J. W., et al. 2011). Para lograr esto, el nuevo diseño supone una amplia superficie que le permiten lograr un flujo convectivo inducido. Este diseño está basado en lo que se conoce como Catalizador de Panal (Honeycomb Catalyst), ver Figura 11. El material del panal catalítico está conformado por un material cerámico de Cordierita⁵, el cual se cubre con alúmina⁶ y ácido cloroplatínico. Se utiliza una capa protectora debido a que el catalizador cerámico es frágil y es vulnerable a los impactos.

⁵ La cordierita ($2\text{MgO} \cdot 2\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 5\text{SiO}_2$), es un mineral translucido que se forma en condiciones de presión y temperaturas elevadas en procesos geológicos de metamorfismo, mineralógicamente se clasifica dentro del grupo de los Silicatos (debido a el contenido de sílice en su estructura atómica), por sus características físicas es considerada una piedra preciosa.

⁶ La alúmina es el óxido de aluminio (Al_2O_3), material cerámico que junto con la sílice son ingredientes importantes en la fabricación de arcillas y barnices, proporcionándoles mayor resistencia y tolerancia a altas temperaturas.

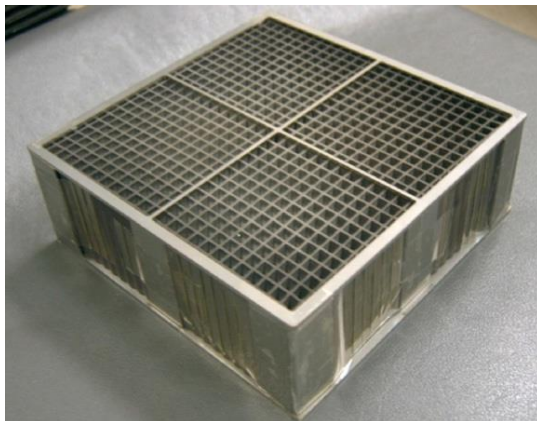


Figura 11. Catalizador de Panal (Park, J. W., et al. 2011)

El recombinador desarrollado por KNT consta de una estructura de acero inoxidable en la que se incorpora el material catalizador en la parte inferior, en la entrada del flujo de gases. La parte superior se encuentra abierta en tres direcciones lo que favorece el efecto de chimenea, ver Figura 12, que con el calor generado por la reacción de recombinación es capaz de generar una fuerza de impulso grande para el flujo por convección natural.



Figura 12. PAR de KNT (Park, J. W., et al. 2011)

La tapa del PAR está adaptada en forma de pirámide invertida lo que proporciona una menor resistencia en el flujo por convección natural. La Tabla 7 (Korea Nuclear Technology, web page. 2013), muestra las especificaciones de los diferentes modelos de recombinadores tipo panal.

Tabla 7. PARs de KNT. Tipo Panal

	KPAR-40	KPAR-80	KPAR-100	KPAR-160	KPAR-200
Peso (kg)	36	59	71	124	155
Dimensiones (mm)	335x340x1400	639x340x1400	794x345x1400	1276x342x1400	1587x345x1400
# de Paneles Catalizadores	4	8	10	16	20
Razón de recombinación (4 % vol.), (kg/h)	1.21<	2.42<	3.02<	4.84<	6.05<
Razón de recombinación (8 % vol.) , (kg/h)	2.42<	4.84<	6.05<	9.68<	12.10<

4.1.3 Experimentos y prototipos de PARs

4.1.3.1 Proyecto PARSOAR

El proyecto PARSOAR “State of the Art of Passive Autocatalytic Recombiner”, es uno de los proyectos científicos que analizan el riesgo que representa el hidrógeno en una NPP, fue co-patrocinado por la Comisión Europea en el quinto programa del marco del Euratom y por el gobierno Suizo. Es parte de la Administración de Seguridad de Accidentes la cual se enfoca en revisar el riesgo en accidentes severos y el desarrollo de medidas para la defensa en profundidad. Uno de los objetivos del proyecto es obtener información para conformar una base de datos útil para los diseñadores de PARs, diseñadores de NPPs y para las autoridades encargadas de la seguridad. El segundo objetivo es elaborar una guía de bolsillo que defina una aproximación para implementar PARs en NPPs y proponer prácticas recomendadas para apoyar la implementación detallada para cada instalación nuclear de manera individual. El tercer objetivo es identificar la necesidad de una cualificación externa complementaria o desarrollos de códigos computacionales relacionados con el riesgo que representa el hidrógeno en una NPP (Arnould, F. 2002; Bachellerie, E., et al. 2003). De esta manera elaborar una síntesis de los PARs para determinar los requerimientos necesarios para una calificación mundial de éstos y darle importancia a los puntos principales de los enfoques europeos para implementar estos dispositivos en NPPs.

El proyecto PARSOAR, es sólo una parte de las acciones clave que están incluidas en la gestión de accidentes severos. Este proyecto fue una acción concentrada que inició el primero en febrero del año 2000 con una duración de un año y con participantes en diferentes áreas de la industria nuclear como diseñadores de PARs, centrales nucleares de potencia, organizaciones técnicas de seguridad e institutos de investigación, con una participación de un gran número de países miembros de la Unión Europea como Bélgica, Francia y Alemania, además de otros países como Suiza y Canadá (Arnould, F. 2002).

El alcance de este proyecto fue el revisar el estado del arte de los PARs y proporcionar una guía para su uso tanto en las centrales en operación como en los nuevo diseños. Los principales resultados del proyecto PARSOAR establecen que los PARs se pueden considerar como una estrategia adecuada para la mitigación de los riesgos asociados con la acumulación de hidrógeno para las centrales nucleares de potencia, debido a su buen desempeño bajo condiciones de DBA y

más allá de la base de diseño. Además, la calificación de los PARs, así como el modelado numérico de su comportamiento bajo condiciones de accidente se ha conseguido. Sin embargo, algunas pruebas complementarias deben de llevarse a cabo sobre todo en escenarios de SA.

El desarrollo de un modelo para la implementación de un sistema de PARs se puede considerar en dos fases, la primera etapa comprendería un análisis global del riesgo asociado al hidrógeno, la segunda etapa consistiría en el diseño del sistema de reducción de hidrógeno basado en PARs (Arnould, F. 2002).

De acuerdo con el proyecto PARSOAR (Bachelierie, E., et al. 2003), un sistema de PARs para un reactor típico PWR está conformado por entre 30 y 60 recombinaidores distribuidos en la contención, para poder responder a un amplio rango de escenarios en los que se libera hidrógeno. La ubicación de estos recombinaidores dentro de la contención está determinada por la razón de liberación de hidrógeno proyectada, pero en el caso de centrales en operación es de vital importancia el espacio libre disponible dentro de la contención para poder colocarlos y acceder a ellos para inspección y mantenimiento. El programa de instalación (es importante recalcar que es el programa de instalación y no el análisis completo para su utilización, este último puede llevar algunos años), puede establecerse en un periodo de 2 semanas que se llevarían a cabo durante el periodo de recarga y mantenimiento.

4.1.3.2 Proyecto THINCAT

El proyecto THINCAT “Hydrogen Removal from LWR Containments by Catalytic Coated Thermal Insulation Elements”, es un concepto alternativo para la mitigación de hidrógeno en las contenciones de reactores de agua ligera (Fischer, K., et al. 2003). Está basado en el revestimiento catalítico colocado sobre la superficie exterior de los aislamientos térmicos de los componentes del circuito primario de enfriamiento.

El aislamiento térmico a menudo está compuesto por bloques que pueden ser reemplazados fácilmente. Estos bloques contienen una carcasa de acero inoxidable que se puede utilizar como un sustrato para el recubrimiento catalítico. Este concepto podría usarse en conjunto con las unidades catalíticas convencionales.

Una de las ventajas que se puede mencionar del proyecto THINCAT, es que se establece una superficie de recombinación grande, a diferencia de las superficies en los dispositivos catalíticos convencionales, lo que ayuda a reducir el riesgo de ignición de hidrógeno. Sin embargo, este proyecto fue terminado de manera prematura, lo que limitó la obtención de resultados para establecer su factibilidad en NPPs. Es necesario generar experimentos a gran escala para establecer la viabilidad del proyecto (Fischer, K., et al. 2003).

4.1.3.3 Diseño del FZJ (Forschungszentrum Juelich)

Varias ESC, además de la contención primaria, pueden tener daños severos causados por la detonación por acumulación de hidrógeno que se genera durante un SA en un LWR. Para

prevenir estos daños se ha incrementado el uso de los PARs en centrales nucleares europeas para la remoción del hidrógeno (Reinecke, E. A., et al. 2010). Investigaciones experimentales indican que el sistema de PARs podría correr el riesgo de que se presente una ignición del hidrógeno debido al sobrecalentamiento de la superficie catalítica cuando la generación de este gas es alta. Sin embargo, nuevos e innovadores diseños de recombinaidores podría superar las limitaciones existentes utilizando el conocimiento e información generada en los experimentos de las instalaciones REKO del Forschungszentrum Juelich (FZJ) (Reinecke, E. A. et al. 2004).

Uno de los diseños de PARs contempla la posibilidad de la saturación de la superficie catalítica para limitar la razón de reacción de recombinación cuando hay una alta concentración de hidrógeno. Esto lo logran utilizando superficies catalíticas de baja densidad superficial de huecos. Con el fin de incrementar la razón de recombinación en cada dispositivo, se colocan los elementos catalíticos de manera escalonada, la Figura 13 muestra el diseño de este recombinaidor (Reinecke, E. A., et al. 2010).

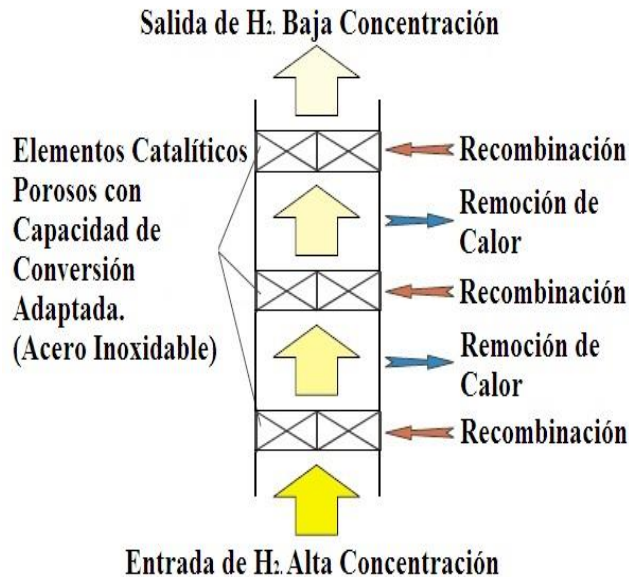


Figura 13. PAR de FZJ (Reinecke, E. A., et al. 2010)

4.1.3.4 Instalaciones experimentales

Existen varias instalaciones experimentales en las que se ha investigado y mejorado el desempeño de los PARs. A continuación se muestra una lista de algunas de ellas sin hacer mención específica de cada una debido a que esto se encuentra fuera de los objetivos y alcances del presente trabajo (Jiménez-García, M. A. 2007).

- Instalaciones de Battelle Model Containment en Battelle Alemania.
- Instalación H2PAR en Francia.

- Instalaciones de AECL en Canadá.
- Instalaciones SCETS e IVSTS en Japón.
- Instalación KALI H2, CEA Francia.
- Instalación Karlstein VB12000 en Alemania.
- Instalación RECA, Ciemat España.
- Instalación REKO-3, FZJ Alemania.
- Instalación Surtsey, Laboratorio Nacional de Sandia USA.
- Instalación MISTRA, CEA Francia.
- Instalación REKO-4, FZJ Alemania.
- Instalación ThAI, Battelle Alemania.

La generación de hidrógeno en una central nuclear de potencia es de gran importancia sobre todo bajo dos circunstancias, en un DBA-LOCA a largo plazo (en el caso de un ESBWR, después de las primeras 72 horas), y en el caso de un SA en el cual se tienen una gran cantidad de incertidumbres debido a la gran variedad de escenarios que se pueden presentar, por lo que las cantidades generadas de hidrógeno también dependen de la progresión del SA.

Una ventaja al utilizar los PARs en las NPPs es que se reducen las cantidades de gases no condensables acumulados en la atmósfera de la contención al generar vapor de agua a altas temperaturas a partir de la recombinación del hidrógeno y el oxígeno, esto ayuda a la disminución de la presión en la contención al reducir los no condensables y al condensar el vapor generado por lo PARs.

Una de las principales desventajas que se argumentan a nivel mundial sobre el uso de los PARs en las NPPs es que se pueden considerar como una fuente de ignición del hidrógeno cuando éste se incrementa en la contención bajo condiciones de SA. Sin embargo, el uso de los PARs no se pretende como único método de control del hidrógeno sino como una alternativa más en combinación con los venteos o la inertización de la contención, por ejemplo. Por otro lado, las nuevas investigaciones, avances y modelos de PARs están proponiendo alternativas para los diseños de recombinaidores, haciéndolos más eficientes, mejorando la disipación de calor y proponiendo utilizar materiales que se saturan limitando que la recombinación se produzca en el caso de que una nube de hidrógeno viaje repentinamente hacia la ubicación de algún PAR.

En el siguiente Capítulo se presentan las metodologías, modelos y desarrollos de este trabajo de tesis para utilizar los PARs en una unidad del tipo ESBWR.

CAPÍTULO 5 MODELADO DE OPERACIÓN DE LOS PARs Y LOS INYECTORES DE VAPOR

5.1. Metodología en el Modelado de Gases no Condensables

Para poder obtener una aproximación del comportamiento de los Gases no Condensables se implementaron algunos modelos mecánicos utilizando la herramienta computacional Simulink de Matlab. En las siguientes secciones se presentan estos modelos.

5.1.1 Modelos de gas ideal, masa y energía

Las ecuaciones que relacionan las variables P , v y T son de gran interés en la termodinámica. La ecuación de estado del gas ideal permite predecir de una manera bastante precisa el comportamiento PvT de muchos gases que se encuentran a bajas presiones (entre una y tres atmósferas aproximadamente). De acuerdo con Zemansky. 1996, cualquier gas en este rango de presiones se puede considerar como un gas ideal sin que se presenten errores considerables en los cálculos.

La ecuación que representa el comportamiento de los gases ideales está definida por:

$$PV = nR_uT \text{ ó } Pv = R_uT \dots\dots\dots(1)$$

donde:

- n es el Número de moles del gas
- v es el Volumen específico en base molar
- R_u es la Constante universal de los gases
- V es el Volumen
- T es la Temperatura

La relación entre el número de moles n y la masa m se expresa de la siguiente forma: $n = m/M$, donde M es la masa molar de la substancia. La relación entre la constante universal de los gases y la constante particular de los gases está dada por: $R = R_u/M$.

El principio básico de conservación de la energía se conoce como Primera Ley de la Termodinámica. Esta ley puede ser expresada con respecto a un sistema imaginario bien definido por un volumen de control. El flujo total de energía que sale, menos el flujo total de energía que entra, más el total de la energía almacenada es cero.

El calor y el trabajo son cantidades que no es posible almacenar pero sus efectos pueden incrementar o disminuir el total de la energía de un sistema. Unas de las formas de energía más importantes y que normalmente son consideradas en los análisis termohidráulicos son la Energía Cinética, la Energía Potencial y la Energía Térmica Interna. Este total de energías pueden ser sumadas de la siguiente forma:

$$E = E_{ke} + E_{pe} + U = M\xi \dots\dots\dots(2)$$

Donde M es la masa del sistema y ξ es el total de energía almacenada por unidad de masa.

Las sumatorias de las energías en un volumen indicarían numerosos flujos de energía de entrada y salida. Operacionalmente, la primera ley puede ser escrita como (Lahey. 1993):

$$\sum (Wh_0)_{out} + \sum q_{out} + \sum \dot{W}_{mecout} - \sum (Wh_0)_{in} - \sum q_{in} - \sum \dot{W}_{mecin} + \frac{dE}{dt} = 0 \dots\dots\dots(3)$$

donde

- W es la transferencia de masa
- \dot{W} es el trabajo
- q es el calor

De manera similar, la conservación de la masa está dada por:

$$\sum W_{out} - \sum W_{in} + \frac{dM}{dt} = 0 \dots\dots\dots(4)$$

En un principio el sistema puede ser visto como una colección de subsistemas interconectados por fronteras movibles, trayectorias de flujos de masa y fronteras de flujo de calor. A pesar de que un subsistema puede contener líquido, vapor o una mezcla en equilibrio en dos fases, la presión estática puede ser expresada funcionalmente de la siguiente forma:

$$p = p(\mu, v) = p\left(\frac{U}{M}, \frac{V}{M}\right) \dots\dots\dots(5)$$

Además, las energías cinética y potencial en el subsistema son usualmente muy pequeñas por lo que la ecuación (2) puede tener la siguiente aproximación:

$$E = U = \mu M \dots\dots\dots(6)$$

Si la ecuación (5) es derivada con respecto al tiempo y combinada con las ecuaciones, (3), (4) y (6), tenemos la razón de presión del subsistema de la siguiente forma:

$$\frac{dp}{dt} = \left(\frac{\partial p}{\partial \mu}\right)_v \frac{1}{M} \left[\sum W_{in}(h_{in} - \mu) - \sum W_{out}(h_{out} - \mu) + \sum q_{in} - \sum q_{out} + \dot{W}_{mecin} - \dot{W}_{mecout} \right] + \left(\frac{\partial p}{\partial v}\right)_\mu \frac{1}{M} \left[\frac{dV}{dt} - v(\sum W_{in} - \sum W_{out}) \right] \dots\dots\dots(7)$$

La ecuación (7) puede utilizarse para cualquier sustancia compresible simple (Lahey. 1993).

La entalpía h y la energía interna μ son propiedades fáciles de encontrar, disponibles en tablas, o pueden ser calculadas por subrutinas computacionales. Además es conveniente utilizar el estado dado por $p = p(\mu, v)$, de donde la diferencial a presión constante puede ser combinada con la ecuación $h = \mu + pv$, teniendo:

$$\left(\frac{\partial p}{\partial \mu}\right)_v = \frac{1}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial p}\right)_v - v\right]} \dots\dots\dots(8)$$

$$\left(\frac{\partial p}{\partial v}\right)_\mu = \frac{-\left[\left(\frac{\partial h}{\partial v}\right)_p - p\right]}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial p}\right)_v - v\right]} \dots\dots\dots(9)$$

Si un subsistema contiene vapor sobrecalentado o un gas ideal, es conveniente expresar la entalpía a través de la aproximación del gas ideal, con lo que tenemos:

$$h = \frac{k}{(k-1)} pv \dots\dots\dots(10)$$

De la ecuación (10) podemos obtener las siguientes expresiones:

$$\left(\frac{\partial h}{\partial v}\right)_p = \frac{k}{(k-1)} p \dots\dots\dots(11)$$

$$\left(\frac{\partial h}{\partial p}\right)_v = \frac{k}{(k-1)} v \dots\dots\dots(12)$$

Las ecuaciones (11) y (12) son generales para sistemas con líquido sub-enfriado, mezcla saturada y vapor sobrecalentado, en donde k es la relación C_p/C_v (Lahey. 1993).

Partiendo de las ecuaciones (7), (8), (9), (11) y (12), es posible generar algunas simplificaciones. Sustituyendo la ecuación (12) en la ecuación (8), tenemos que:

$$\left(\frac{\partial p}{\partial \mu}\right)_v = \frac{1}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial p}\right)_v - v\right]} = \frac{1}{\left(\frac{k}{k-1}-1\right)v} = \frac{1-k}{v} \dots\dots\dots(13)$$

Sustituyendo las ecuaciones (11) y (12) en la ecuación (9), tenemos:

$$\left(\frac{\partial p}{\partial v}\right)_\mu = \frac{-\left[\left(\frac{\partial h}{\partial v}\right)_p - p\right]}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial p}\right)_v - v\right]} = \frac{-\left(\frac{k}{k-1}-1\right)p}{\left(\frac{k}{k-1}-1\right)v} = \frac{-p}{v} \dots\dots\dots(14)$$

Sustituyendo las ecuaciones (13) y (14) en la ecuación (7) resulta:

$$\frac{dp}{dt} = \frac{1-k}{V} [q_{in} - q_{out} + W_{in}(pv)_{in} - W_{out}(pv)_{out} + \dot{W}_{mecin} - \dot{W}_{mecout}] - \frac{p}{v} \left[\frac{dV}{dt} - v(W_{in} - W_{out}) \right] \dots\dots\dots(15)$$

Para un gas ideal es posible hacer las siguientes consideraciones en la ecuación (15). Debido a que se trata de un sólo gas, la variación del volumen con respecto del tiempo (dV/dt), se puede considerar constante, y utilizando la ecuación general del gas ideal $Pv = RT$, además de la R particular del gas, es posible simplificar más la ecuación (15).

5.1.2 Implementación de ecuaciones

Las ecuaciones (4) y (15) se implementaron utilizando Simulink de Matlab, ver Figura 14, para obtener resultados sobre el comportamiento de gases ideales y su posible uso en el desempeño de los PARs, haciendo una comparación de los resultados con códigos de mejor estimación como

TRAC-BF1 y TRACE, y poder establecer su aplicabilidad dentro de la contención de un ESBWR, siguiendo la filosofía de este diseño de reactor en el uso de sistemas pasivos de seguridad.

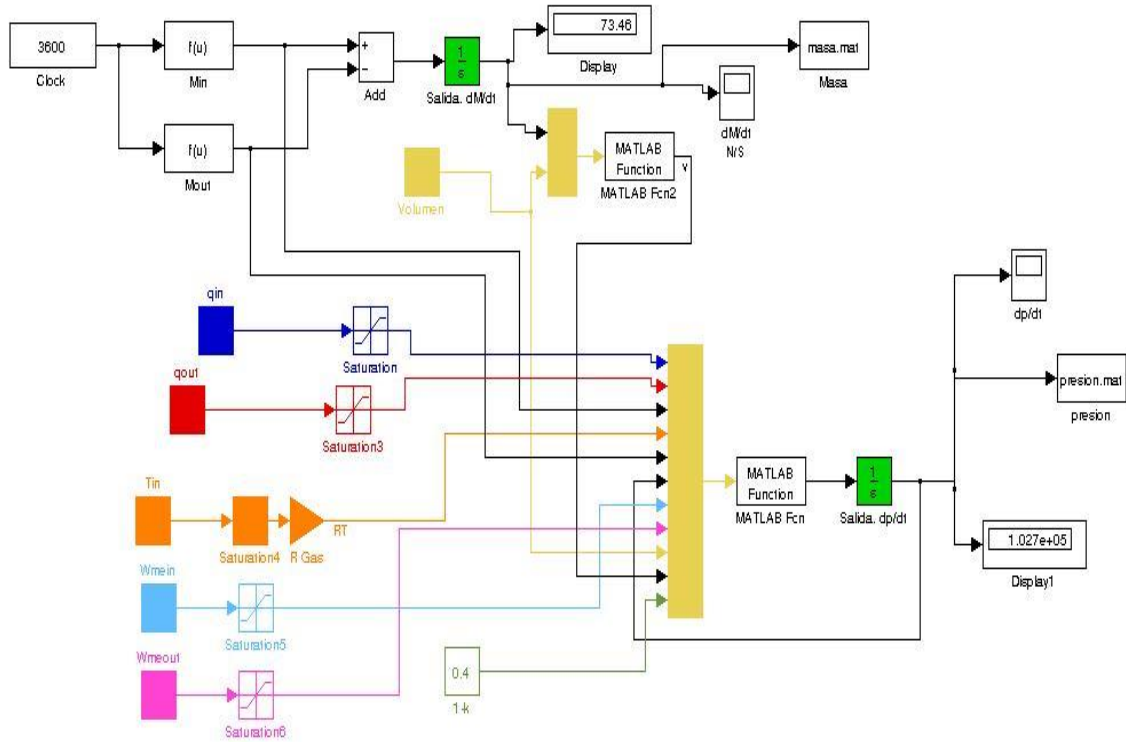


Figura 14. Implementación de las Ecuaciones (4) y (15) en Simulink

En la parte superior de la Figura 14 se encuentra el comportamiento de la masa con respecto al tiempo (ecuación 4), mientras que en la parte inferior está la ecuación de la presión con respecto al tiempo (ecuación 15). Todo esto para sólo una especie de gas, sin embargo este modelo se puede ampliar a más especies de gases.

Para la simulación de dos gases, si se hace la suposición que el mezclado ocurre de manera instantánea, es posible seguir considerando constante el volumen por lo que dV/dt es cero y la programación de Matlab se puede mantener básicamente igual, sólo con algunas modificaciones.

Toda la programación se repite dos veces pero ahora la presión total no es la que se reingresa a la ecuación como en el caso de una especie, ver Figura 14. Para más de un gas es necesario sumar las presiones parciales antes de ingresarlas al integrador y así obtener su valor total. La presión que hay que ingresar al cálculo de cada ecuación es la presión parcial de cada especie, lo que se logra de la siguiente manera. Para la presión total y para el número total de moles:

$$P_t = P_1 + P_2 \dots \dots \dots (16)$$

$$N = N_1 + N_2 \dots \dots \dots (17)$$

$$\frac{N_1}{N} = \frac{P_1}{P_t} \dots \dots \dots (18)$$

$$\frac{N_2}{N} = \frac{P_2}{P_t} \dots \dots \dots (19)$$

De las ecuaciones anteriores:

$$P_1 = \frac{N_1}{N} P_t \dots \dots \dots (20)$$

$$P_2 = \frac{N_2}{N} P_t \dots \dots \dots (21)$$

También tenemos que:

$$N_1 = \frac{M_1}{M_{gas}} \dots \dots \dots (22)$$

$$N_2 = \frac{M_2}{M_{gas}} \dots \dots \dots (23)$$

Donde M_1 y M_2 son los valores de la masa de cada especie y M_{gas} es la masa molar de cada gas. Las ecuaciones de la (20) a la (23) son programadas en Matlab para obtener el comportamiento de dos gases, ver Figura 15.

Es necesario hacer otras consideraciones en la programación para poder tener un buen comportamiento de dos o más especies de gases diferentes, conservando el número de moles con cantidades diferentes de flujos de entrada y salida de cada uno de los gases.

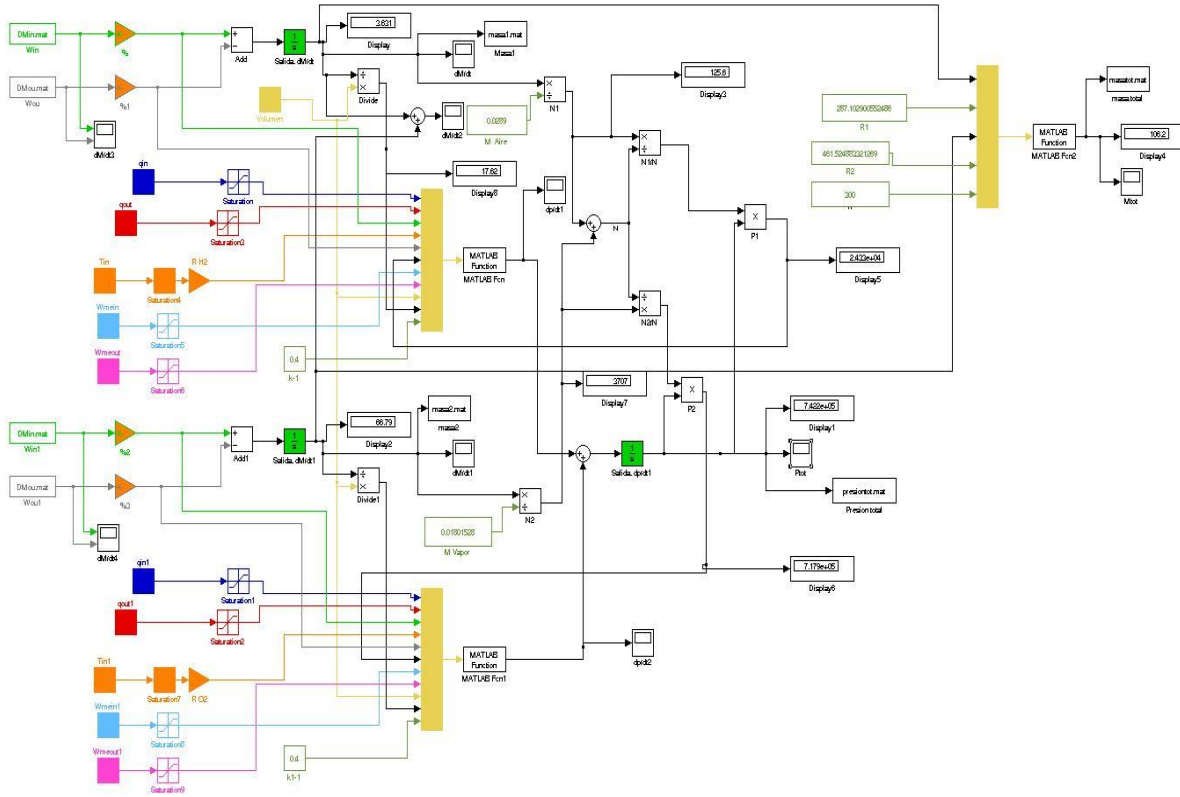


Figura 15. Implementación para dos Especies

Si utilizamos la ecuación de gas ideal para dos especies (en el caso de la Figura 15), para helio e hidrógeno tenemos que:

$$PV = nR_u T = (nM) \frac{R_u}{M} T = mRT \dots \dots \dots (24)$$

Para el hidrógeno:

$$P_1 V = n_1 R_u T = (n_1 M_1) \frac{R_u}{M_1} T = m_1 R_1 T \dots \dots \dots (25)$$

Para el helio:

$$P_2 V = n_2 R_u T = (n_2 M_2) \frac{R_u}{M_2} T = m_2 R_2 T \dots \dots \dots (26)$$

Sabemos que la suma de las presiones parciales de cada especie debe de ser la presión total del sistema, por lo tanto:

$$(P_1 + P_2)V = (m_1R_1 + m_2R_2)T \dots\dots\dots(27)$$

También sabemos que m_1 , R_1 , m_2 y R_2 corresponden a los valores de cada una de las especies y que la suma de estos valores parciales nos da como resultado el valor total de m y R :

$$(m_1R_1 + m_2R_2) = mR \dots\dots\dots(28)$$

De la ecuación (28), es posible despejar m_2 , para poder obtener el valor de flujo de la segunda especie y conservar la cantidad de moles de cada una:

$$m_2 = \left[\frac{R - (m_1R_1)}{R_2} \right] m \dots\dots\dots(29)$$

De la ecuación (28):

$$m = \left[\frac{(m_1R_1) + (m_2R_2)}{R} \right] \dots\dots\dots(30)$$

Las ecuaciones anteriores fueron utilizadas para implementar el comportamiento de dos especies de gases en Simulink, ver Figura 15.

Siguiendo la misma lógica utilizada para dos especies se puede ampliar la formulación de las ecuaciones anteriores para cinco o más especies de gases diferentes. Los dos bloques mostrados en la Figura 15 se repiten 3 veces más y se ingresan los valores específicos de cada uno de los gases, como la R particular y la masa molar de cada uno. En la Tabla 7 se encuentran los datos de las especies con los que se trabajó la implementación para cinco especies de gases, y en la Figura 16 se encuentra una representación esquemática de dicha implementación.

Tabla 8. Valores de 5 Especies de Gases.

	R particular [J/kg K]	Masa Molar [g/mol]	Masa Molar [kg/mol]
H ₂	4124.5	2.01588	0.002016
O ₂	259.92	31.98880	0.031988
N ₂	296.804	28.01358	0.028013
He	2077.27	4.00260	0.004003
Aire	461.525	28.96000	0.028960
Vapor de Agua	287.103	18.01528	0.018015

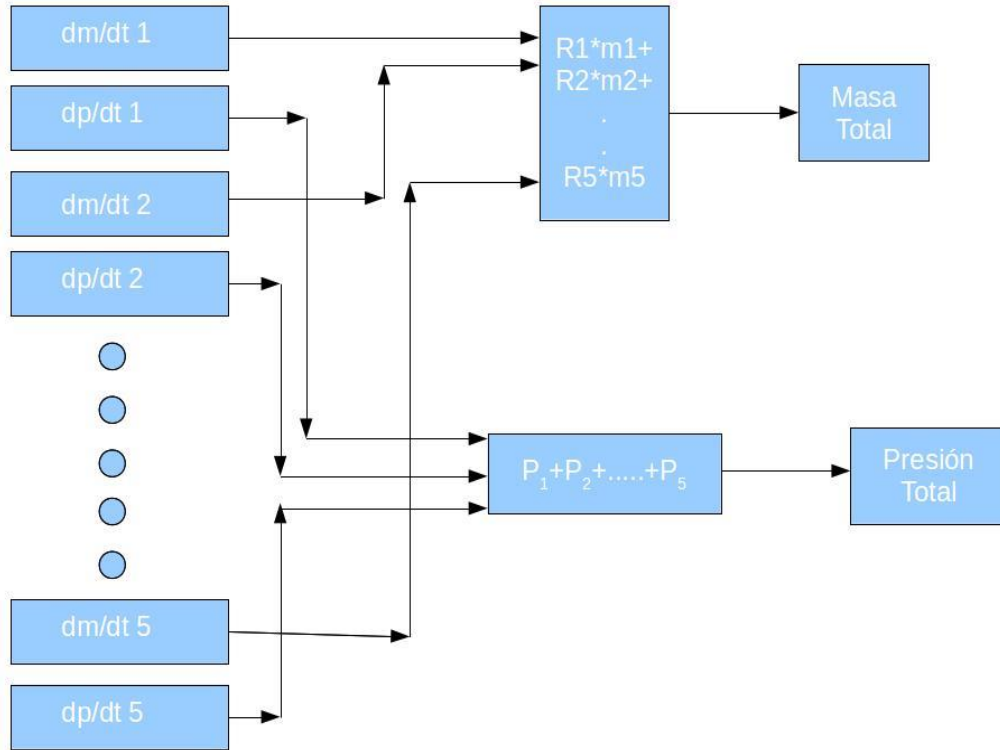


Figura 16. Esquema de Implementación para 5 Gases

La implementación mostrada para diferentes especies de gases proporciona un muy buen comportamiento para la presión y la masa de gases ideales (los resultados se presentan en la sección 5.2). En este momento se tiene funcionando para 5 especies diferentes. Sin embargo, aplicando la misma metodología mostrada se puede ampliar para la cantidad de gases requeridos.

5.1.3 No condensables en TRAC-BF1

Se desarrolló un modelo de referencia utilizando el código TRAC-BF1⁷ (TRAC, “Transient Reactor Analysis Code”), para obtener un comportamiento de los gases condensables y no condensables y poder hacer una comparación entre los resultados de las ecuaciones implementadas en MATLAB y TRAC-BF1. Para este modelo se utilizaron tres elementos, un PIPE y dos BREAKs, estos últimos están ubicados en cada extremo del tubo, ver Figura 17. Dentro de las condiciones iniciales de la simulación se tienen flujos de vapor y aire a través del tubo desde el BREAK inferior y hacia el BREAK superior.

⁷ TRAC-B es un código de mejor estimación para LOCAs grandes y pequeños y una herramienta de análisis de transitorios de sistemas para BWRs, con la capacidad de modelar fenómenos termohidráulicos. TRAC-BF1 es un código desarrollado por INEL y decenas de instituciones durante el periodo de 1980-2002 para la NRC con el objetivo de analizar transitorios y accidentes postulados en BWRs. En la actualidad la NRC utiliza TRACE.

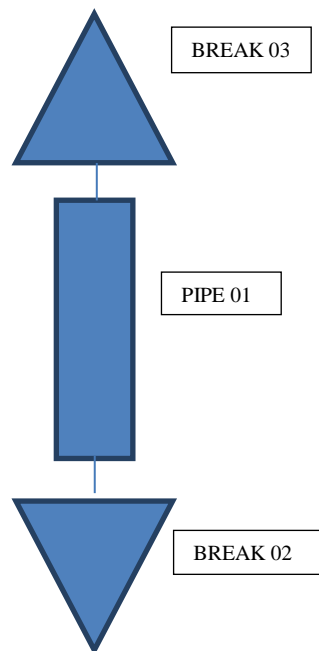


Figura 17. Esquema de Simulación en TRAC-BF1

El PIPE se encuentra dividido en 8 nodos de diferente longitud con la misma área de unión entre cada uno de ellos (16 m^2), con una longitud total de cuatro metros y un volumen total de 64 m^3 , este tubo tiene una entrada y salida de flujo en la primera y última sección de 0.00625 m^2 . Todo el sistema se encuentra a una temperatura de 410.15 K ($137 \text{ }^\circ\text{C}$) y entre una y tres atmósferas de presión, 0.101 MPa en el BREAK superior y 0.303 MPa en el BREAK inferior (se efectuaron varias simulaciones con diferentes valores de presión, siempre entre una y tres atmósferas). El BREAK de la parte superior está a una presión menor para lograr el flujo desde la parte inferior y hacia la parte superior. Ambos tienen los mismos parámetros de temperatura y dimensión, 410.15 K y 4 m^3 respectivamente. Es importante mencionar que en TRAC-BF1 sólo es posible ingresar aire como gas no condensable.

5.1.4 No condensables en TRACE

Se desarrolló un modelo con las mismas características, dimensiones y valores iniciales al de TRAC-BF1 pero utilizando el código TRACE (“TRAC/RELAP Advanced Computational Engine”) y SNAP (“Symbolic Nuclear Analysis Package”), con la diferencia que en TRACE se pueden simular varias especies de gases no condensables. En la Figura 18 se muestra el diagrama de este modelo.

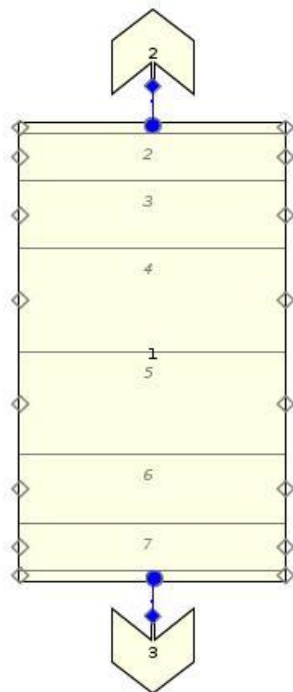


Figura 18. Diagrama del Modelo en TRACE

En la siguiente sección se presenta la discusión de los resultados de los modelos implementados con TRAC-BF1, TRACE y Matlab

5.2 Análisis de Resultados de los Modelos de PARs

El modelo desarrollado en Matlab representa una primera aproximación para el comportamiento global de los PARs, ya que un sólo volumen de control representa la interacción con la contención. El objetivo de implementar las ecuaciones de Masa y Energía en Matlab es para tener una primera aproximación del comportamiento de los gases en un contenedor con representaciones de gases ideales a las presiones esperadas, y haciendo una comparación de este comportamiento con los resultados obtenidos en TRAC-BF1 y TRACE. En principio, las condiciones iniciales se establecerían de acuerdo a las condiciones en las que se encuentra la atmósfera de la contención de un ESBWR. Antes de la ocurrencia de un DBA se encontraría con presión negativa, con la atmósfera inerte, es importante resaltar que no es posible obtener datos reales de las condiciones de la atmósfera debido a que esa información no está disponible de forma abierta. Sin embargo, serían muy similares a las de un BWR convencional.

Cundo ocurre el DBA, la presión y temperatura en la contención se incrementan, ver figura 5, teniendo como condición límite la presión de diseño de la contención que es de aproximadamente 3.5 atmósferas.

Para poder hacer una comparación entre en código TRAC-BF1 y las ecuaciones implementadas en Matlab, las condiciones iniciales en ambos casos fueron similares con el objetivo de poder comparar los resultados, en principio se efectuaron simulaciones a altas presiones (8.7 MPa y 315 K).

TRAC-BF1 sólo puede manejar aire como gas no condensable, por lo que se efectuaron corridas para dos especies de gases, Aire, y vapor de agua. La Figura 19 muestra el flujo másico a través del tubo simulado, es posible observar que el comportamiento del es muy similar en ambos casos, con una variación de 0.5 kg/s mayor en el resultado obtenido con Matlab. Esto se debe principalmente a la naturaleza de cada código, siendo TRAC-BF1 más especializado y en el que se puede tener un mayor control de los diferentes parámetros de entrada.

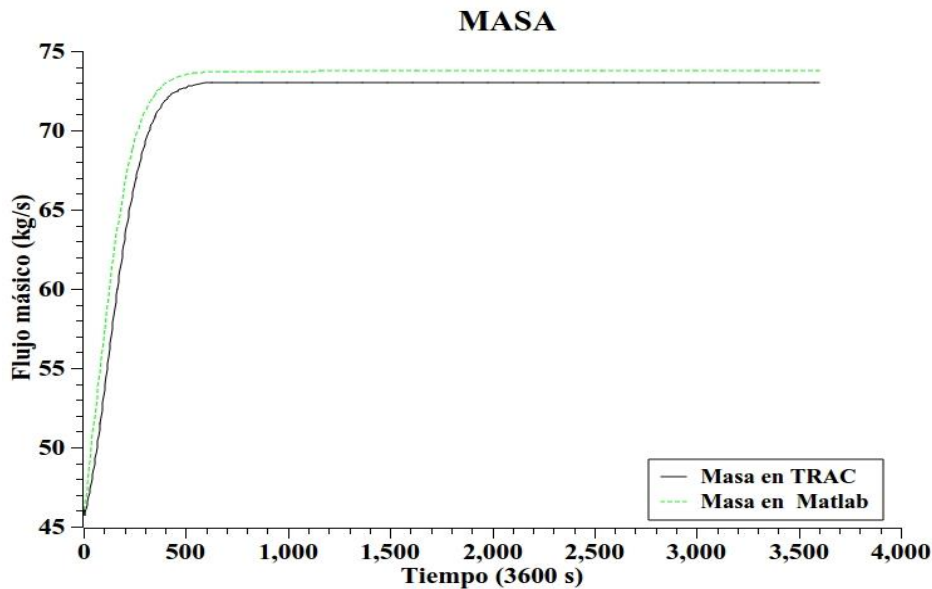


Figura 19. Flujo Másico

TRACE puede simular varias especies de no condensables, por lo que es posible incorporar aire, hidrógeno, nitrógeno, entre otros. Después de obtener resultados similares entre TRAC-BF1 y las ecuaciones de Matlab en el flujo másico, se realizó una simulación similar utilizando TRACE con el objetivo de ver la respuesta de éste al incorporar más especies de gases.

En este caso se modificaron las condiciones iniciales debido a que se querían condiciones similares a las encontradas en la contención de un ESBWR durante la ocurrencia de un DBA, esto es, presiones de entre 1 y 3 atmósferas, con presencia de hidrógeno, oxígeno, nitrógeno y vapor de agua, la simulación se realizó con presiones de 0.105 MPa y temperaturas de 373 K, por esta razón se tiene un flujo de aproximadamente 12 Kg/s. En la Figura 20 se muestra el flujo másico resultado de esta simulación, si bien las condiciones iniciales son diferentes entre TRAC-BF1 y TRACE, por lo ya explicado en este mismo párrafo, es posible observar que el comportamiento del flujo másico en el tubo de las simulaciones es similar en todos los casos.

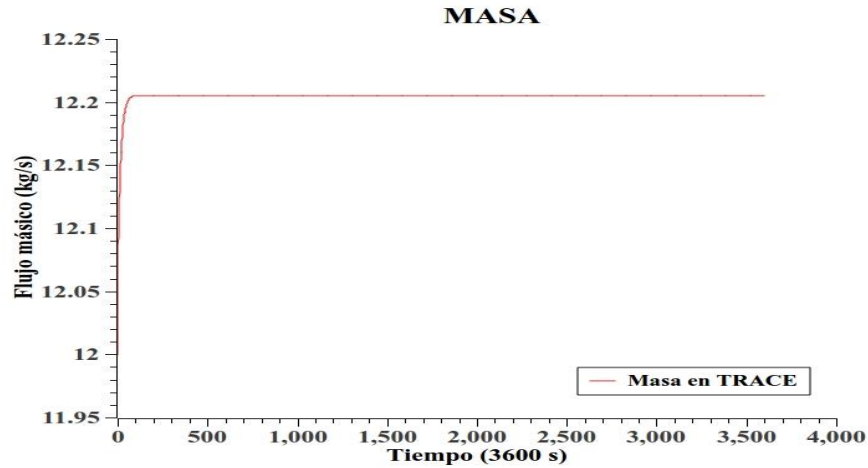


Figura 20. Flujo Másico con TRACE

Los resultados de la presión que se obtuvieron con las simulaciones y las condiciones iniciales anteriormente mencionadas con Matlab y TRAC-BF1 (una atmósfera de presión), se muestran en la Figura 21. Es posible observar que los resultados en ambos casos son similares, presentando un comportamiento ligeramente diferente al inicio de ésta, debido a que en la simulación realizada en TRAC-BF1 es posible establecer las condiciones iniciales en todos los componentes y nodos del sistema, esto es, presión, temperatura, condiciones geométricas, y que en Matlab no se establecen, los modelos físicos y tratamiento numérico son diferentes. No se presenta un análisis detallado de estos modelos y tratamientos debido a que no corresponden a los alcances del presente trabajo.

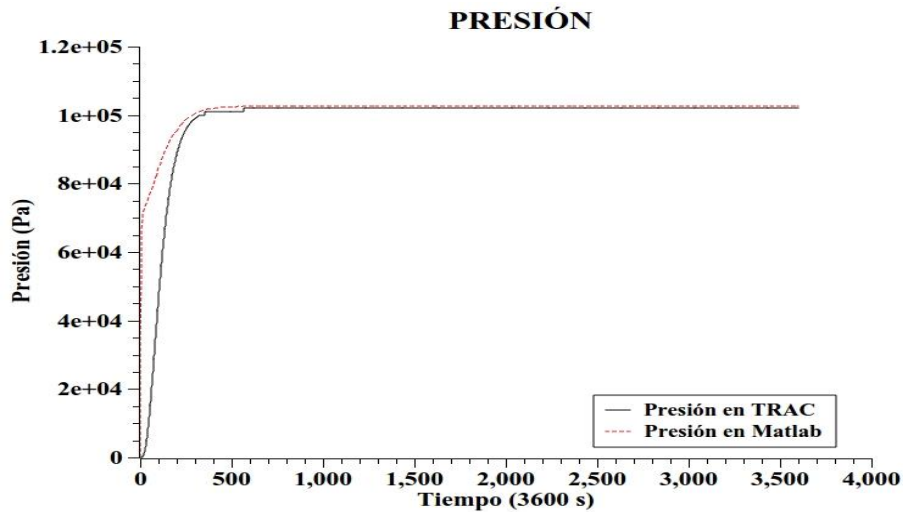


Figura 21. Presión en TRAC-BF1 y Matlab

En la Figura 22 se muestra el resultado de la presión obtenido con el código TRACE, de la cual podemos observar que la respuesta es muy similar entre Matlab, TRAC-BF1 y TRECE, ver Figura 21. El objetivo principal es establecer que los resultados obtenidos con los tres códigos son congruentes entre sí.

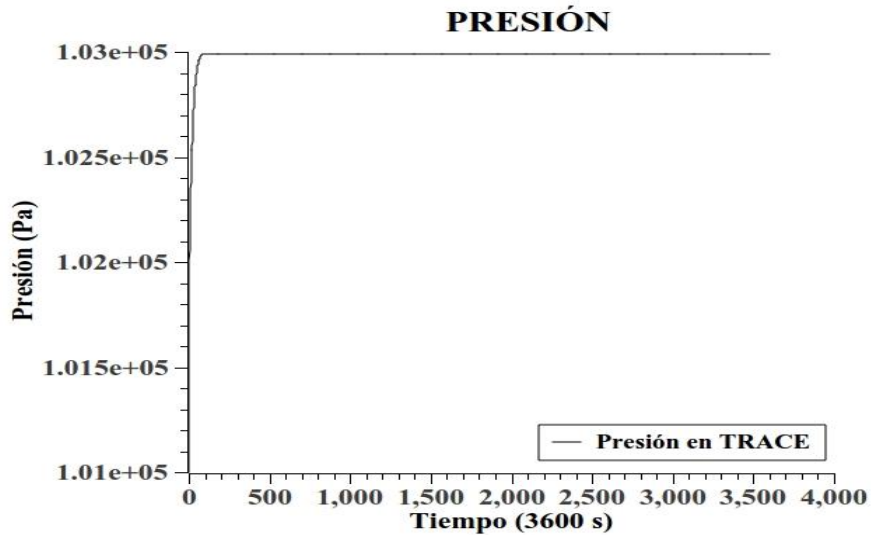


Figura 22. Presión en TRACE

En la Figura 23 se presentan los resultados de la temperatura con los códigos TRAC-BF1 y Matlab, bajo las mismas condiciones iniciales mencionadas, se puede observar que los resultados muestran un comportamiento similar.

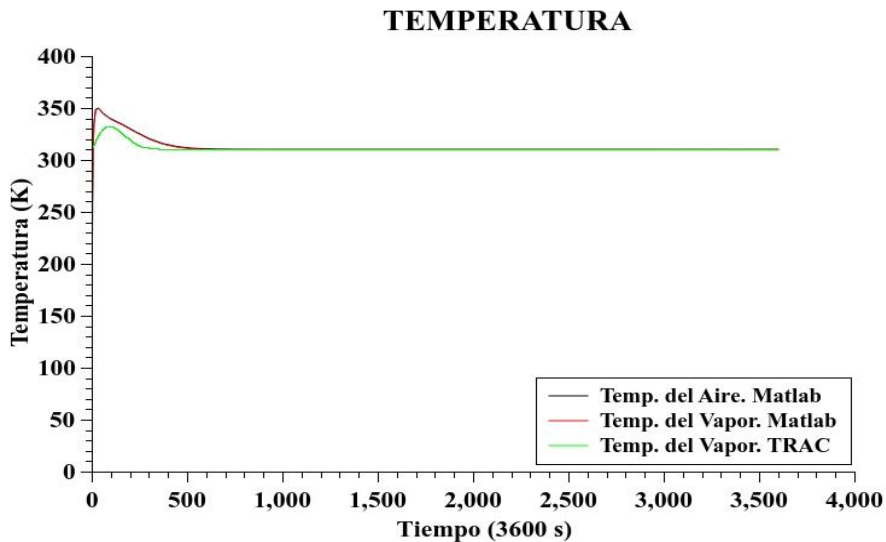
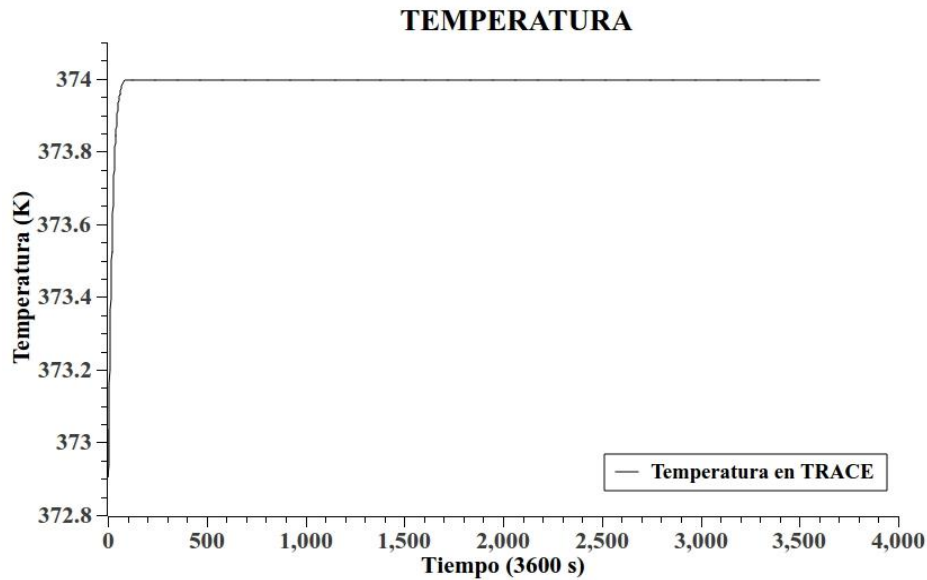


Figura 23. Temperatura en TRAC y Matlab

Los resultados de la temperatura obtenidos con TRACE se muestran en la Figura 24, se puede observar que éstos son consistentes entre los tres códigos.



Es importante mencionar que en las simulaciones mostradas no se pretende mostrar un estado estacionario del funcionamiento de los PARs. Por el contrario, debido a que se trata de una respuesta durante condiciones de un DBA, las incertidumbres del comportamiento son muy amplias; más aún bajo condiciones de SA. Sin embargo, si es posible inferir la respuesta de este componente durante el inicio de un DBA.

5.3 Inyectores de Vapor

Un Inyector de Vapor (SI), funciona básicamente como una bomba jet impulsada por vapor, basándose en el principio de Venturi, éste es un componente pasivo que no cuenta con mecanismos que roten y no requiere de ningún tipo de energía eléctrica externa para su operación, ver Figura 25. Esencialmente está conformado por cinco secciones (Beithou, N., et al. 2000, 2001; Deberne, N., et al. 1999).

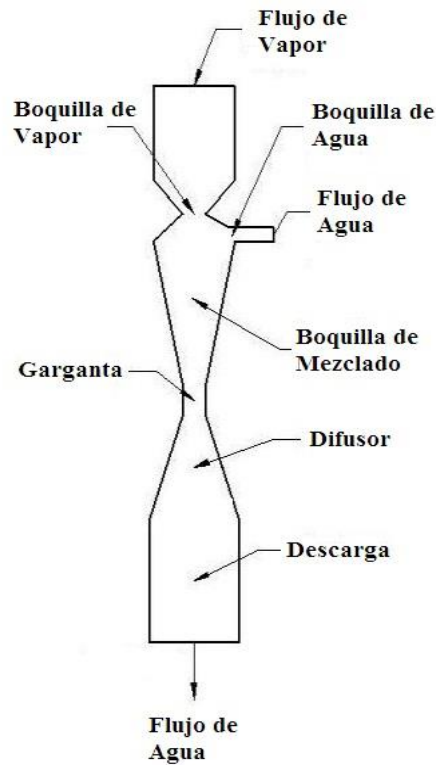


Figura 25. Inyector de Vapor

1. La boquilla de vapor es donde ingresa este fluido y se reduce al área de flujo a la salida, es aquí en donde el vapor adquiere una aceleración supersónica y una disminución de la presión.
2. La boquilla de agua; es la sección del SI en donde se genera la succión de agua fría, en el caso de un SI impulsado por vapor, en la parte central del SI hay flujo de vapor mientras que en la parte anular se tiene agua fría.

Sabiendo la presión de salida del vapor en la boquilla de vapor y la presión y temperatura del agua, la velocidad en la boquilla de agua puede determinarse aplicando la ecuación de Bernoulli entre la fuente de agua y la salida de la boquilla de agua (Beithou, N., et al. 2001).

$$\frac{V_T^2}{2} + \frac{P_T}{\rho_T} = \frac{V_{WC}^2}{2} + \frac{P_C}{\rho_{WC}} \dots\dots\dots(31)$$

Donde el subíndice T denota las propiedades del agua en el tanque de suministro, y el subíndice WC corresponde a las propiedades de agua en la entrada del flujo de la

boquilla de agua, ver Figura 25, en la ecuación 31 se asume que la boquilla de agua no tiene fricción, por lo que la velocidad del agua puede ser calculada a partir de la siguiente ecuación:

$$V_{WC} = \left[2 \left(\frac{P_T}{\rho_T} - \frac{P_C}{\rho_{WC}} \right) \right]^{1/2} \dots\dots\dots(32)$$

Donde P_C es la presión en la entrada de la boquilla de agua y ρ_{WC} es la densidad del líquido a la presión P_C . Para encontrar la razón de flujo másico del agua se puede utilizar la siguiente ecuación:

$$\dot{m}_W = \rho_{WC} V_{WC} A_{WC} \dots\dots\dots(33)$$

3. En la boquilla de mezclado se genera un intercambio de calor y momento entre el vapor y el agua debido a las diferencias de velocidades y temperaturas, así como intercambio de masa debido a la condensación del vapor en donde hay presencia de gotas de agua.

El vapor que sale de la boquilla de vapor entra a la boquilla de mezclado con una energía cinética alta y una relativa baja presión, este vapor es mezclado con líquido sub-enfriado creando una baja presión que succiona líquido del tanque de agua. El líquido sub-enfriado continua condensando el vapor hasta que se tiene un flujo en una fase por el resto de la boquilla de mezclado, de tal manera que la boquilla de mezclado se divide en dos secciones, la sección de dos fases y la sección de una fase (Beithou, N., et al. 2001).

La ecuación para la conservación de la masa para el vapor, de acuerdo con el código RELAP está dada por (SCADAP/RELAP MOD 3.2. 1997):

$$\frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g \rho_g V_g A) = \Gamma_g \dots\dots\dots(34)$$

La ecuación para la conservación de la masa para el líquido está dada por:

$$\frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_f \rho_f V_f A) = -\Gamma_g \dots\dots\dots(35)$$

Donde α , ρ , V , A y Γ_g son la fracción de vacíos, densidad, velocidad, área de flujo y

razón de condensación respectivamente. El término de la razón de condensación puede ser calculado con la ecuación 36.

$$\Gamma_g = \frac{-h_s A_s (T_g - T_f)}{h_{fg}} \dots \dots \dots (36)$$

Donde h_s es el coeficiente de transferencia de calor de condensación de contacto directo en la superficie y A_s es el área de superficie de contacto de transferencia de calor por unidad de volumen entre el vapor y el líquido. Chun, M.H., 1996, sugiere la siguiente relación del coeficiente de transferencia de calor para la condensación de contacto directo para el vapor impulsado en agua sub-enfriada:

$$h_s = 1.3583 C_p G_m J_a^{0.0405} \left(\frac{G_i}{G_m} \right)^{0.3714} \dots \dots \dots (37)$$

Donde G_i es el flujo másico de vapor a la entrada de la boquilla de mezclado, G_m es el valor medio del flujo másico de vapor y J_a está dado por la siguiente ecuación:

$$J_a = \frac{c_p (T_p - T_f)}{h_{fg}} \dots \dots \dots (38)$$

Esta ecuación (38) ha sido desarrollada en términos de la temperatura del agua y del flujo másico del vapor para boquillas de vapor horizontales (Beithou, N., et al. 2001).

4. En la garganta, a la salida de la sección de mezclado la condensación se completa logrando una onda expansiva. El mayor incremento de presión se obtiene en esta onda expansiva debido a que hay una conversión grande de calor latente en presión.
5. Por último, el agua se desacelera en el difusor a causa de un incremento en el área de flujo y la energía cinética es convertida en un nuevo incremento de presión.

Los SI pueden utilizarse con un flujo de vapor central, o con el flujo de vapor en la parte anular. Todo el proceso termodinámico depende del fenómeno de transporte de contacto directo entre el agua y el vapor (Beithou, N., et al. 2000). La Figura 26 muestra una gráfica del comportamiento de la presión en un SI a través de éste.

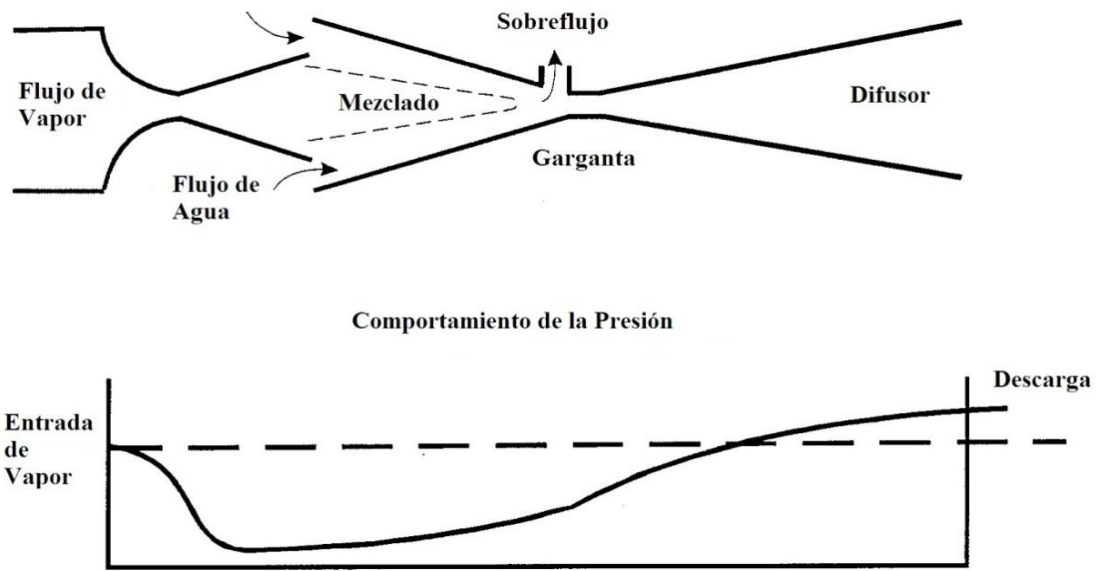


Figura 26. Grafica de Presión en las Secciones del SI (Beithou, N., et al. 2000)

Los SI son dispositivos de gran interés para su uso en las NPPs, debido a su funcionamiento pasivo, lo que lleva a una simplicidad en los sistemas donde son instalados. Estos SI pueden operar a altas o bajas presiones (Shuichi, O., et al. 2008), funcionando también como intercambiadores de calor debido a la interacción entre el agua y el vapor con que operan.

De acuerdo con Deberne, N., et al. 1999, los SIs son especialmente útiles en aplicaciones relacionadas con la seguridad para la inyección de agua en NPPs. Logrando alcanzar presiones mayores a la salida del difusor que la presión de entrada en la boquilla de vapor.

Existen algunas propuestas para el uso más amplio de los SI en NPPs, por ejemplo, lo que propone Shuichi, O., et al. 2008, es utilizar SIs en un sistema de balance de planta para un ABWR, desarrollando un diseño simplificado del sistema de agua de alimentación basado en las evaluaciones de eficiencia térmica y el diseño del sistema.

Otra propuesta del mismo autor, es un modelo de un sistema pasivo de inyección al núcleo con el uso de SIs para una NPP simplificada e innovadora del tipo ABWR, también utilizar SIs a baja presión para inyectar agua fresca a la alberca del PCCS usando el mismo vapor generado en esta alberca debido al calentamiento del agua por la condensación del vapor presente en la contención. También propone utilizar SIs en el Sistema de Inyección Pasivo de Enfriamiento del Núcleo y en el BOP. Los resultados de las pruebas a escala de dichos experimentos muestran que la capacidad de los SIs para mantener el núcleo cubierto es buena, además de mostrar un buen desempeño tanto en el PCCS como en el BOP.

5.4 Metodología de los Inyectores de Vapor

La generación de hidrógeno por radiólisis durante la ocurrencia de un DBA en un LWR no es lo suficientemente alta para producir una ignición de hidrógeno, menos aún, si la atmósfera de la contención está inerte. Sin embargo, las concentraciones locales de hidrógeno pueden reducir la eficiencia de algunos sistemas, por ejemplo el PCCS en un ESBWR. Otros problemas pueden presentarse si la evolución del accidente genera un SA, en donde se tiene una producción elevada de hidrógeno pudiendo alcanzar niveles de concentraciones peligrosas de gases combustibles además de temperaturas de ignición.

El vapor resultante de un sistema de recombinación por lo general es liberado a la atmósfera de la contención, pero puede existir la posibilidad de ser utilizado en un sistema de SIs, enviando este vapor de recombinación a través de tuberías en las que se encuentren conectados estos inyectores, los cuales podrían encontrarse sumergidos en la alberca de supresión. De esta manera, al succionar agua de esta alberca sería posible condensar el vapor de recombinación contribuyendo en una reducción de la temperatura y la presión en la contención primaria, además de eliminar ciertas cantidades de gases no condensables.

La succión de agua generada por la operación de los SI también podría contribuir en la reducción de la estratificación de temperaturas del agua de la alberca de supresión. Es importante mencionar que lo anterior es una propuesta y que requiere de estudios más exhaustivos. Existe también la posibilidad de que la salida de recombinación se ingrese directamente al PCCS, en donde también se condensa este vapor y siendo descargado en el GDCCS, para un ESBWR utilizando los SIs para recuperar niveles de las alberca del PCCS con el vapor de condensado generado en este sistema.

En casos extremos de un SA, se podría contemplar la posibilidad de utilizar ese vapor para llevar agua desde el exterior hacia los sistemas de emergencia del reactor. Sin embargo, esto último puede no ser posible debido a que no se deben extraer de la contención efluentes que pueden ser considerados como peligrosos y que pueden causar contaminación al medio ambiente y daños a la salud del público y el personal de la unidad. Por otro lado, a la luz de los eventos ocurridos en la CNFD y las modificaciones que se están generando a nivel mundial en las centrales en operación y para los nuevos diseños, puede estudiarse a detalle esta opción. Generando algo similar a las modificaciones para un venteo rígido de la contención.

5.4.1 Inyectores de vapor con TRAC-BF1

Se implementó un modelo de SI utilizando el código de mejor estimación TRAC-BF1, con componentes tales como PIPEs, BREAKs, TEEs y JETPUMPs. La simulación se efectuó siguiendo datos muy similares a los reportados por Beithou, N., et al. 2001, tanto en rangos de operación como en dimensiones geométricas. La Figura 27 muestra de lado izquierdo el modelo del SI elaborado con TEEs, PIPEs y BREAKs. De lado derecho se observan las zonas a las que corresponden en un SI.

La boquilla de vapor está implementada con un componente PIPE el cual está dividido en tres

celdas. La boquilla de succión de agua es el tubo secundario del componente TEE1 que está dividido en dos celdas, mientras que el tubo primario de esta TEE es la sección de mezclado, el cual está dividido en 6 secciones. En el PIPE2 está implementada la garganta, el difusor y la descarga del modelo. En los extremos de cada sección se encuentran conectados componentes BREAKs.

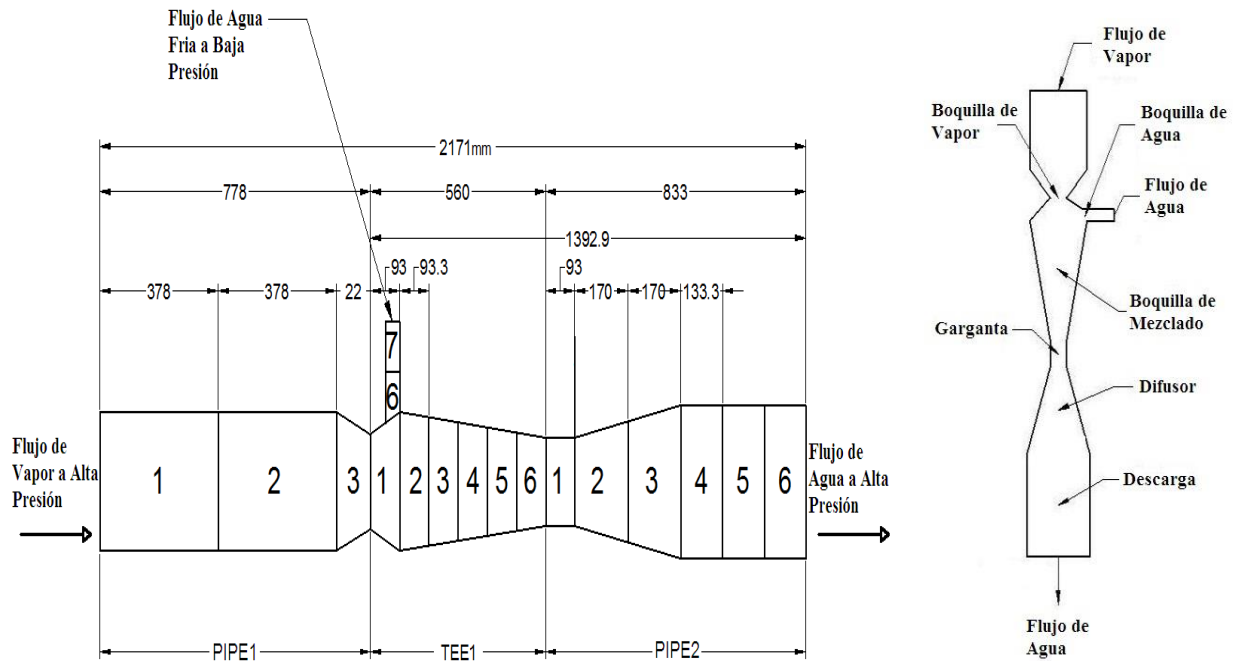


Figura 27. Inyector de Vapor en TRAC-BF1

Los valores iniciales de la simulación son: en la boquilla de vapor, presión y temperatura de 8.7 MPa y 544.15 K respectivamente. El agua fría de condensado en el tubo secundario de la TEE1 se encuentra a una presión de 0.260 MPa y una temperatura de 288.15 K mientras que los valores iniciales de presión y temperatura en la descarga son de 8.2 MPa y 465.15 K respectivamente.

5.4.2 Inyectores de vapor con TRACE

Utilizando el código de mejor estimación TRACE se implementó un modelo de SI similar al implementado con TRAC-BF1. La diferencia principal es que, en este caso, se utilizó una bomba “jet” para simular el SI en lugar de un componente TEE, un PIPE para ampliar la descarga y componentes BREAK en cada extremo. En la Figura 28 se muestra el diagrama de este modelo. En este caso el SI está operando a bajas presiones, que están entre una y cuatro atmósferas, además se encuentran incorporados gases no condensables como aire, hidrógeno y nitrógeno.

El BREAK de la parte superior es el que suministra de vapor y no condensables al sistema, se encuentra a una temperatura de 497.15 K (224 °C), una presión de 4.03×10^5 Pa

(aproximadamente 4 atmósferas). El BREAK de succión es el que suministra el agua fría para el condensado, se encuentra a una temperatura de 288.15 K (15 °C), una presión de 1.03×10^5 Pa (aproximadamente una atmósfera). El BREAK de descarga se encuentra a una temperatura de 298.15 K (25 °C), y una presión de 4.53×10^5 Pa (aproximadamente 4.5 atmósferas).

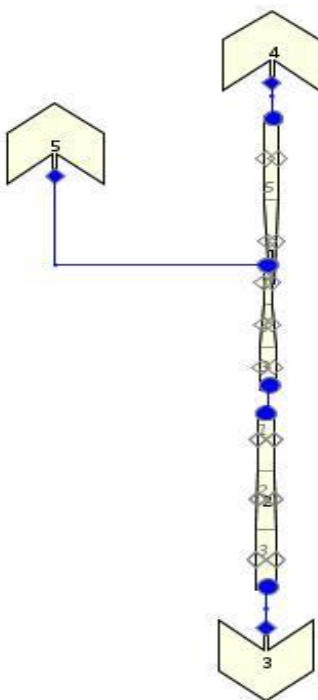


Figura 28. Modelo de un SI con TRACE

En las siguientes secciones se presenta la discusión y los resultados de los modelos implementados para los SIs.

5.5 Análisis de Operación de los Inyectores de Vapor

La respuesta de un inyector de vapor puede ser analizada en términos de transformaciones de energía, resultado de los balances de masa y energía. Cuando la velocidad del flujo se incrementa o se reduce debido a la reducción o ampliación del área de flujo, la energía cinética es transformada en cambios de presión (boquillas de entrada y de succión del SI). Después, en la garganta todo el vapor es condensado; ahí hay una cantidad grande de calor latente de vaporización convertido en un incremento de presión, lo que es posible observar entre los nodos 10 a 14 de la Figura 29.

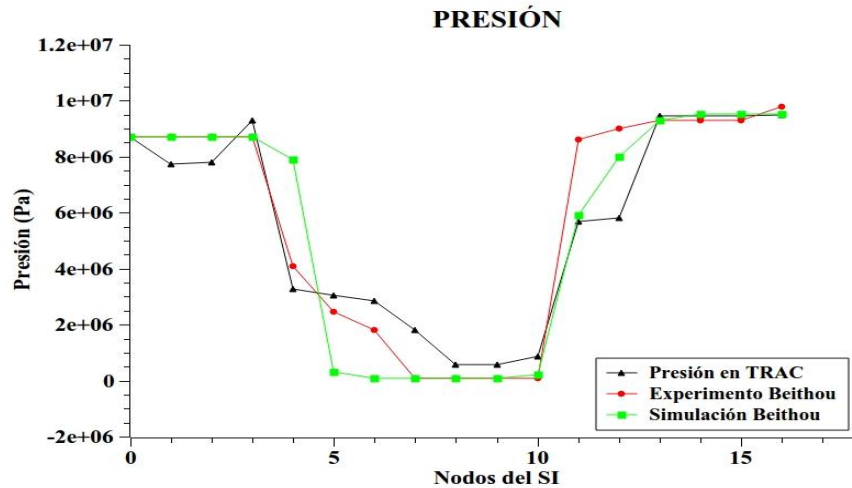


Figura 29. Presión en el SI

De acuerdo con lo reportado por Beithou, N., et al. 2001, en sus experimentos y simulaciones, y comparando estos reportes con el modelo elaborado con TRAC-BF1, es posible observar que el comportamiento de la presión y la velocidad del líquido entre los tres casos tienen una coincidencia importante. Las principales diferencias mostradas en las gráficas pueden ser atribuidas a la cantidad de nodos medidos, simulados y graficados entre los casos. Pero se puede ver que los valores son muy cercanos entre sí, ver Figura 29.

Por otro lado, la velocidad del líquido es alta a partir del punto de intersección en la boquilla de vapor y la boquilla de succión, nodos 1 y 2 en la Figura 30, en donde también se presenta una disminución en la presión debido a la disminución del área de flujo, pero este fenómeno no se repite en la sección de mezclado ni en la garganta porque la condensación del vapor reduce drásticamente el volumen específico de la mezcla.

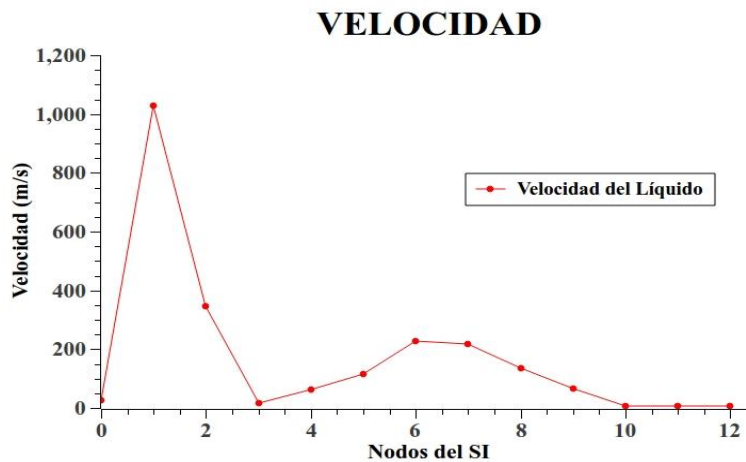


Figura 30. Velocidad del Flujo en el SI

Respecto a las velocidades mostradas en las Figuras 30 y 31. Parecería que se trata de dos gráficas distintas. Sin embargo, la Figura 31 reporta la velocidad del flujo coincidente únicamente con los dos primeros nodos de la Figura 30. En ambos casos se alcanza una velocidad cercana a los 1100 m/s, con presiones de inicio de aproximadamente 8.7 MPa.

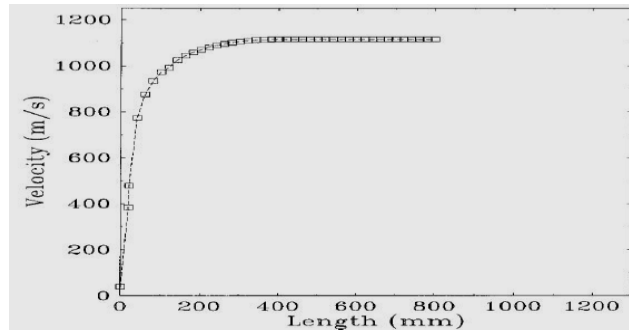


Figura 31. Velocidad Reportada por Beithou, N., et al. 2001

La respuesta de la presión del SI obtenida con la simulación efectuada con TRACE se muestra en las Figuras 32 a 35. Es importante mencionar que estos resultados fueron obtenidos con simulaciones a presiones intermedias y bajas, entre .4 y 3.5 MPa (condiciones de presión esperadas en la contención bajo secuencias de accidente), además de utilizar un componente JETPUMP en lugar de TEEs como fue efectuado con TRAC-BF1.

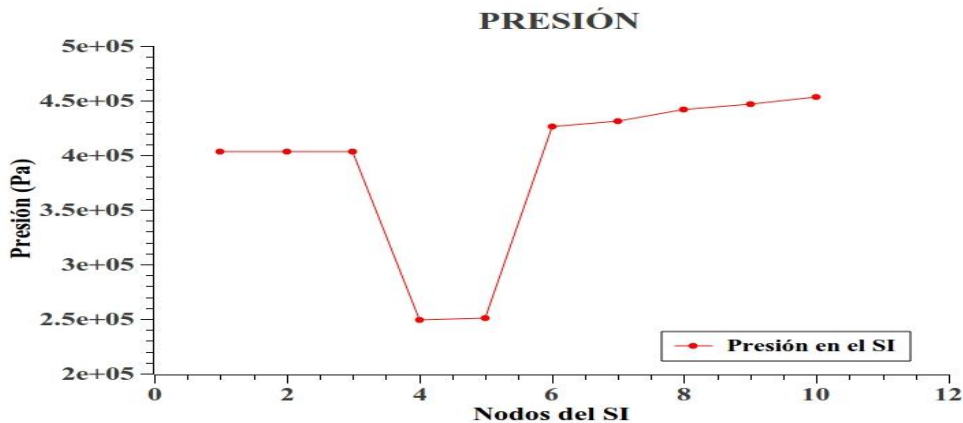


Figura 32. Presión del SI en TRACE

Se observa que el comportamiento de la presión mostrado en la Figura 32 es muy similar a los comportamientos presentados en la Figura 29, con la diferencia que al utilizar una JETPUMP se implementaron menos nodos que en la simulación con TEEs, por lo que las gráficas tienen diferencias respecto a los nodos graficados. Sin embargo, el comportamiento es similar, teniendo las caídas de presión en donde hay reducción de área de flujo (nodos 3 a 5 de la Figura 32) y un incremento de esta presión en donde el área se amplía nuevamente (nodos 6 a 10 de la Figura 32).

Es importante mencionar que el comportamiento de los modelos implementados de los SI a diferentes presiones es similar. Por otro lado, se hacen simulaciones a presiones bajas-intermedias debido a que la propuesta es utilizar los SIs a la salida del sistema de recombinación, por lo que estarían funcionando en un rango de presiones de entre 1 y 4 atmósferas aproximadamente. Hay que destacar la gran cantidad de incertidumbres que se presentan en las condiciones iniciales e intermedias de operación tanto para los PARs como para los SIs, dependiendo de la evolución del accidente dentro de un ESBWR.

Las Figuras 33 a 35 muestran la presión de las simulaciones del SI a diferentes presiones, obteniendo comportamientos similares en todos los casos (como referencia).

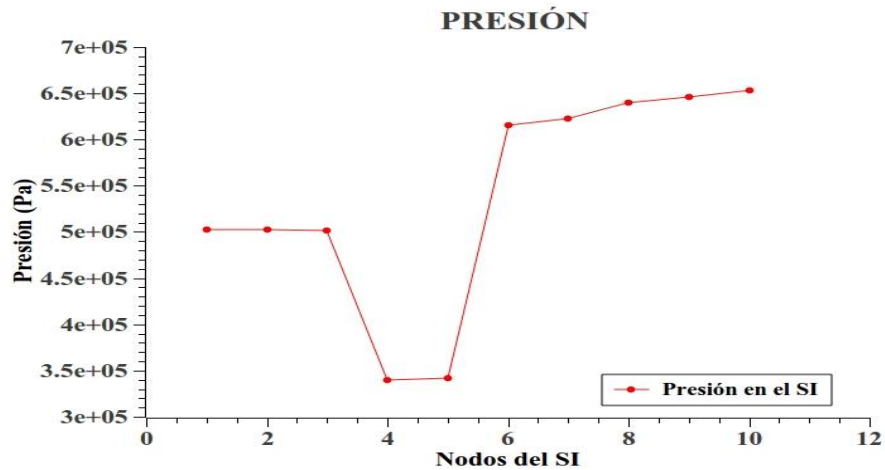


Figura 33. Presión del SI en TRACE (.5 – .65 MPa)

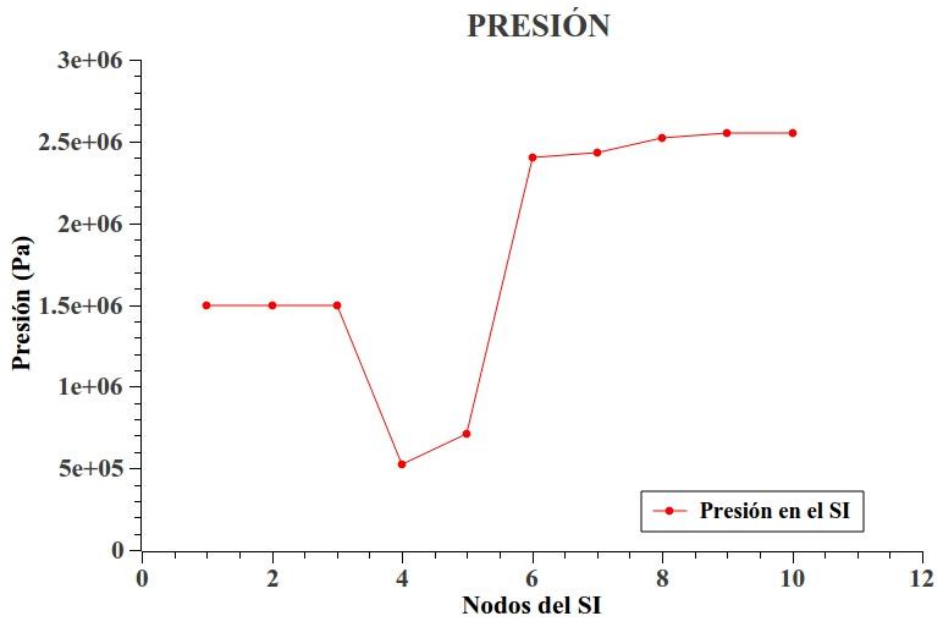


Figura 34. Presión del SI en TRACE (1.5 – 2.5 MPa)

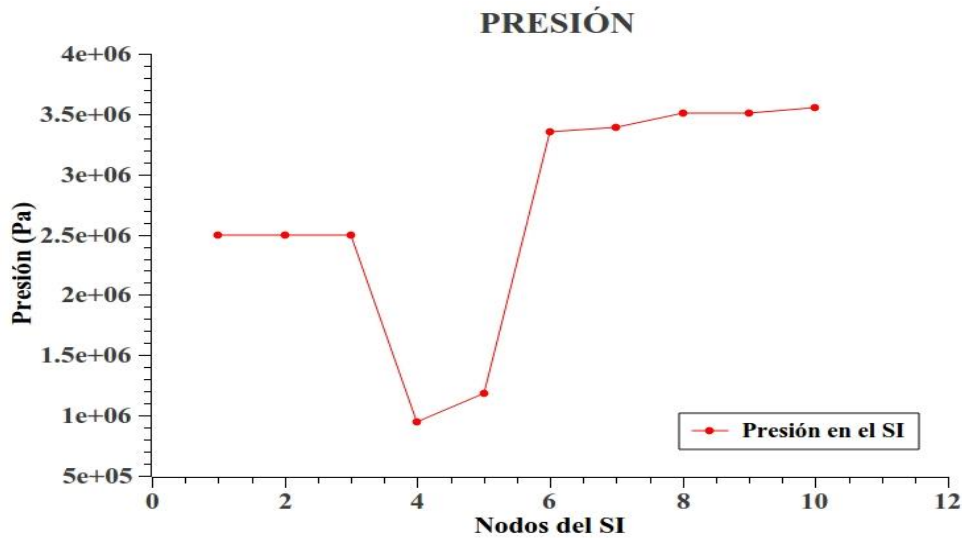


Figura 35. Presión del SI en TRACE (2.5 – 3.5 MPa)

En ninguno de los casos mostrados en las gráficas se pretende tener un estado estacionario, sino todo lo contrario. Tanto los PARs y los SIs se encontraría operando en condiciones completamente dinámicas que cambiarían prácticamente a cada instante durante la progresión de un DBA, y más aún durante la progresión de un SA.

La propuesta de incorporar los SIs a la salida del sistema de PARs no se había presentado antes. Los sistemas de recombinación pasiva que se proponen para NPPs en operación, para centrales en construcción o para nuevos diseños contemplan liberar el vapor de recombinación en la atmósfera de la contención directamente. Esto contribuye en un incremento de la presión y temperatura de esta atmósfera.

Al utilizar los SIs, se pretende llevar a un sumidero de calor el vapor de recombinación, de esta manera no sólo se estarían reduciendo las cantidades de gases no condensables sino que también la cantidad de vapor en la contención.

Los SIs pueden ayudar, por ejemplo, a reducir la estratificación de temperatura del agua de la alberca de supresión, succionando agua de esta misma alberca y condensando el vapor, otra posibilidad, en caso extremo, podría utilizarse el vapor de recombinación para llevar agua y reabastecer niveles en albercas. Sin embargo esto último requiere que el vapor resultante de los PARs tenga que salir de la contención, lo cual representa un riesgo y una posible violación a las regulaciones de las NPPs.

De los datos reportados en la literatura sobre el comportamiento de los PARs es posible observar que estos representan una opción que debe de tomarse en cuenta para ser utilizados en las NPPs. El comportamiento de los gases dentro de la contención de un reactor de tipo ESBWR está relacionado con el hecho de que estos gases se encuentran a bajas presiones, por lo que pueden ser tratados como gases ideales, teniendo un comportamiento similar al mostrado en las gráficas de las ecuaciones de gases ideales implementadas en Matlab.

Los resultados de las simulaciones efectuadas para el comportamiento de los SIs muestran que su desempeño es bueno en un rango amplio de presiones de operación, por lo que utilizarlos a la salida del sistema de recombinación representa una opción que debe de estudiarse más ampliamente y determinar su factibilidad, así como la profundidad, a la que podrían estar sumergidos en el caso de ser utilizados dentro de la alberca de supresión y que impacto tendría su operación en ésta.

CAPÍTULO 6 CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO

El objetivo de este proyecto es estudiar el beneficio de utilizar los PARs y los SIs en una central del tipo ESBWR para ayudar en el control de las cantidades de hidrógeno acumuladas en la contención durante la ocurrencia de un DBA-LOCA, para mejorar la respuesta de este reactor bajo estas condiciones.

Lo anterior recibió sustento después de los recientes eventos ocurridos en la CNFD, que pusieron en evidencia la necesidad de mejorar cada vez más los sistemas relacionados con la seguridad de las NPPs proponiendo el uso de nuevas ESC que ayuden a lograr este objetivo. Además, este accidente está generando información muy valiosa, no tan sólo para mejorar la seguridad en las centrales en operación (sobre todo del tipo BWR), sino también en los nuevos diseños. Teniendo mejores recursos para el control de condiciones de accidente durante todas sus fases (inicial, intermedia, e indefinidamente), tanto para la contención como para la SPF; revisando las probabilidades de ocurrencia de accidente, sobre todo bajo eventos extremos múltiples, cobrando relevancia el SBO y la pérdida de grandes extensiones de la planta; mejorando las estrategias de control de hidrógeno que tengan la capacidad de afrontar los desafíos de enfriamiento del núcleo, la contención y la SPF.

Durante un accidente es importante vigilar las condiciones de la contención y los gases no condensables en ésta, principalmente el hidrógeno. Para el control de éste y para un adecuado enfriamiento del núcleo y la contención se están proponiendo nuevas estrategias a nivel mundial, como el HCVS en USA y en México, asegurando una adecuada protección a la población y el medio ambiente.

Los PARs representan un beneficio para la operación del HCVS (en BWRs), siempre que los recombinaidores cumplan con requerimientos adicionales para limitar su temperatura máxima de operación, aun en condiciones de alta concentración de hidrógeno. Los SIs también pueden contribuir removiendo el calor generado por el vapor de recombinación y si éstos son ubicados dentro de la alberca de supresión, ayudar a reducir la estratificación de temperaturas en el agua de la alberca del pozo húmedo.

Las simulaciones de los modelos realizados en las diferentes plataformas computacionales resultaron en valores de presión, flujos máscicos y temperaturas congruentes entre sí, a pesar de que en Matlab se utilizó un modelo globalizado para la simulación, mientras que con los códigos TRAC-BF1 Y TRACE se consideraron mallas muy gruesas. Por lo tanto, la operación de los PARs y SIs debe contribuir de forma favorable al control del hidrógeno durante un accidente.

Es importante destacar que todas las incertidumbres que se tienen respecto a las fuentes de generación y distribución de hidrógeno durante un accidente no impiden señalar que el utilizar los PARs y los SIs como sistemas de apoyo a los ya existentes para el control del hidrógeno son una opción favorable. Esto puede reducir la operación de sistemas como el HCVS y las

cantidades de gases liberados al medio ambiente.

Es necesario generar más experimentos e investigación para tener modelos más detallados que den mayor claridad sobre el comportamiento del hidrógeno en la contención de un ESBWR, así como el impacto que puede tener éste en las placas catalíticas. Sin embargo, la adopción de un sistema de PARs y SIs se puede justificar debido a que representan una opción de apoyo para el control del hidrógeno como un sistema pasivo, sin olvidar que los estudios detallados con códigos de Dinámica de Fluidos son requeridos para tener una mejor aproximación del comportamiento de estos sistemas.

Los resultados de las simulaciones de operación para los SIs presentan un buen comportamiento en un rango amplio de presiones de operación. Mostrando que es posible alcanzar presiones mayores en el difusor que las presiones en la boquilla de vapor. Lo que lleva a pensar en una amplia gama de posibilidades para ser utilizados en una NPP, recuperando niveles de agua en las albercas al llevar agua fresca o en condiciones extremas sacando el vapor de la contención para impulsar agua desde el exterior hacia los sistemas del edificio del reactor. Por ejemplo, utilizando el vapor generado en el PCCS para restablecer niveles de agua en la alberca de este mismo sistema o del IC.

Como trabajo futuro es importante plantear las modificaciones (a nivel académico), en un ESBWR que estarían involucradas al incorporar un sistema de PARs y SIs dentro de la contención, obteniendo estimaciones de la ubicación espacial de los recombinaidores y del impacto que tendría la operación de los inyectores de vapor en la alberca de supresión. En el caso extremo de un SA, considerar la posibilidad de extraer el vapor de recombinación de la contención para llevar agua del exterior. Es importante resaltar que esto último representaría un posible impacto regulador.

Apéndice A. Especificaciones del ABWR y ESBWR

ABWR

Sistemas de emergencia

El Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Asilado (RCIC), cuenta con el Inundado del Núcleo a baja Presión (LPFL, Low Pressure Core Flooder), y que también tiene Generadores Diesel (DG) de emergencia como respaldo para su operación. El Inundado del Núcleo a Alta Presión (HPCF, High Pressure Core Flooder), consta de dos lazos y también cuenta con el LPFL, con generadores diesel de emergencia. Además del Sistema de Despresurización Automático (ADS). Estos sistemas conforman los Sistemas de Emergencia de Enfriamiento del Núcleo (ECCS), del ABWR como se muestra en la Figura 36 (Kenji, A., et al. 2007).

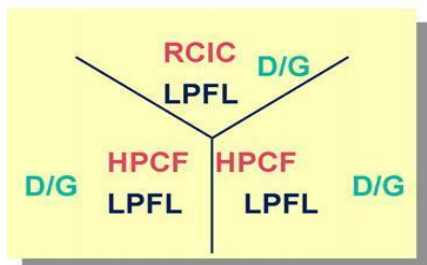
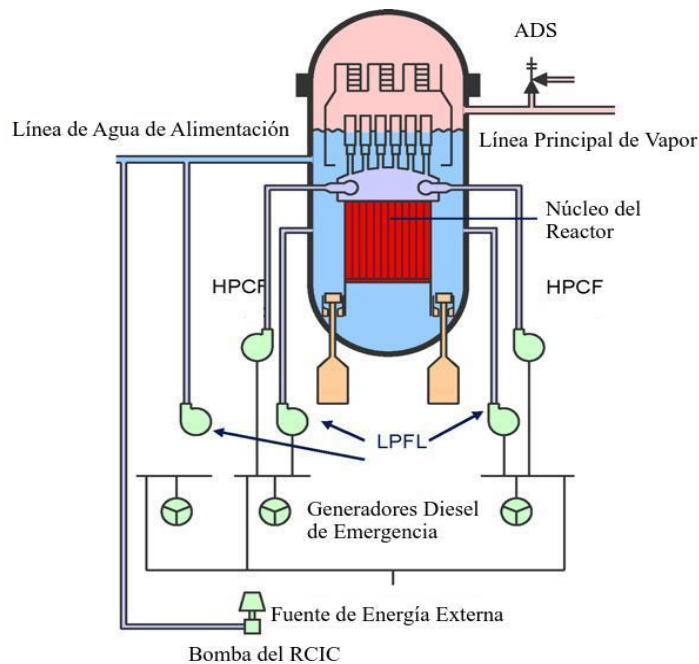


Figura 36. Sistema de Emergencia de Enfriamiento de Núcleo

Respecto al control de gases combustibles, en este diseño la atmósfera de la contención se encuentra completamente inertizada durante su operación normal a potencia, por lo que el oxígeno presente es insuficiente para causar una combustión o explosión de hidrógeno en el caso de un poco probable Accidente Bases de Diseño o Accidente Severo (Fuller, E. L., et al. 2009).

El diseño del ABWR cuenta con varias características para ayudar a mitigar los efectos de la interacción del núcleo fundido con el concreto. La probabilidad de que se presente una liberación a alta presión de núcleo fundido es ampliamente reducida gracias al ADS. Además, la contención se encuentra separada en dos regiones, pozo seco superior y en el pozo seco inferior, lo que ayuda a evitar que una liberación de núcleo fundido en el pozo seco inferior alcance la parte superior de éste.

La evolución del reactor ABWR llevó a diseñar un reactor que tomo algunas características de éste pero que al mismo tiempo presentara mejoras sustanciales, las cuales llevaran a obtener un diseño aún más seguro y confiable. Este diseño es el Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición, el cual se describe en la siguiente sección (Fuller, E. L., et al. 2009).

ESBWR

Generalidades

Los principales objetivos planteados para el diseño del ESBWR están basados en los establecidos para el ABWR y añadiendo algunos nuevos, estos objetivos para el ABWR son:

ABWR

- Tiempo de vida útil de diseño de 60 años.
- Factor de disponibilidad de planta del 87% o mayor.
- Menos de un SCRAM no planeado por año
- Intervalo de Recarga entre 18 y 24 meses.
- Límite de exposición a la radiación del personal de operación menor a 1 Sv/año.
- Frecuencia calculada de daño al núcleo, por al menos un factor de 10 sobre diseños previos de BWRs (objetivo $< 10^{-6}$ /año).
- Generación de desechos radiactivos menores al 10% con respecto al mejor BWR en operación.
- Programa de construcción de 48 meses.
- Reducción del 20% del costo de capital (US \$/kWh), comparado con reactores BWR previos de 1100 MWe.

Objetivos adicionales para el ESBWR.

- Todas las características esenciales de salvaguardias deben de ser pasivas; eliminando la necesidad los generadores diesel de emergencia.
- Después de la ocurrencia de una Accidente Base de Diseño no son requeridas acciones del

- operador por 72 horas posteriores al evento.
- Programa de construcción de 36 meses.
- Ventajas de costo sobre las tecnologías de otros constructores.
- Factor de disponibilidad de planta de 95%.

El ESBWR es desarrollado con sistemas pasivos de seguridad, junto con un sistema primario de circulación natural. Tiene una reducción en la longitud activa del núcleo; se incorporan aproximadamente 9 metros de chimenea en la vasija por encima del núcleo para favorecer la circulación de flujo. En este reactor se eliminan los sistemas de lazos de recirculación, además de la bomba interna de la vasija; lo que hace un diseño de reactor con circulación natural en el flujo del núcleo (GEH. 2006).

El control de inventario de alta presión y la remoción de calor se complementan con el uso del Condensador de Aislamiento (IC). También, el reactor puede ser despresurizado rápidamente a través del ADS para permitir el funcionamiento de múltiples sistemas relacionados y no relacionados con seguridad.

En respuesta al Transitorio Anticipado Sin SCRAM (ATWS), es incorporado el Dispositivo de Movimiento Fino de Barras de Control (FMCRD), el cual permite el apagado del reactor por medio de la inserción hidráulica o eléctrica de las barras de control.

La incorporación del FMCRD permite varias simplificaciones al diseño. Primero, las tuberías de descarga de SCRAM y los volúmenes de descarga de SCRAM fueron eliminados, debido a que el agua del SCRAM hidráulico es descargada dentro de la vasija del reactor. Cuenta con soportes de los controladores directamente provenientes del plato del núcleo, el acero perforado localizado debajo de la vasija del reactor para mitigar el accidente de caída de barra de control fue eliminado. El número de Unidades de Control Hidráulico (HCU) fue reducido, conectando dos controladores a cada HCU (tal y como se hizo en el ABWR). El número de barras por grupo fue incrementado a 26 barras, lo que mejora los tiempos de arranque del reactor (GEH. 2006).

Para simplificar el mantenimiento del FMCRD se instaló una plataforma rotatoria permanente en la parte inferior del pozo seco, además ha sido diseñado equipo semiautomático para remover e instalar el FMCRD. El área del pozo húmedo es compacta y aislada de la contención, esto reduce la posibilidad de contaminación de la alberca de supresión con material externo.

La frecuencia calculada del daño al núcleo se reduce en un factor de más de cincuenta respecto al diseño BWR/6, y por un factor de cinco respecto al diseño del ABWR. Además, el ESBWR tiene la capacidad de minimizar las consecuencias de un Accidente Severo a través de la inertización de la atmósfera de la contención, lo que reduce considerablemente la posibilidad de una explosión causada por la acumulación de hidrógeno en ésta. El pozo seco inferior cuenta con un área de propagación grande y junto con el sistema de inundado del pozo húmedo y el receptor de corium colocado debajo de la vasija, proveen de una buena barrera para prevenir la interacción de material fundido con el concreto de la contención. La sección inferior de la vasija está construida con anillos forjados en lugar de platos soldados, con lo que se elimina el 30% de soldaduras en la región de unión (GEH. 2006).

En respuesta a transitorios y accidentes, son tratados primero por sistemas no relacionados con seguridad, junto con el Condensador de Aislamiento (IC). Por ejemplo, las altas presiones de las bombas del CRD pueden añadir agua directamente a la vasija a través de las líneas de agua de alimentación. También es posible establecer conexiones manuales para utilizar agua dentro o fuera del sitio para garantizar y mantener un adecuado enfriamiento de núcleo.

Con el objetivo de simplificar las cargas de trabajo en las tareas de operación y mantenimiento (O&M), los diseños de cada sistema eléctrico y mecánico del ESBWR, así como los diseños de equipos de planta, están enfocados a mejorar las tareas de O&M. El edificio del reactor, incluyendo la contención primaria fueron configurados de tal manera que se contribuye en la reducción de la carga de trabajo y simplificación de O&M.

Las lecciones aprendidas de la experiencia operacional en BWRs de diseños anteriores fueron utilizadas en la selección de materiales del ESBWR. El acero inoxidable utilizado está calificado como resistente a ruptura por estrés de corrosión intergranular. En las zonas con un alto flujo neutrónico los materiales fueron seleccionados especialmente para resistir a la ruptura por estrés de corrosión producida por la irradiación. El sistema de química de residuos de hidrógeno está recomendado para la operación normal para mitigar cualquier ruptura potencial generada por estrés de corrosión (GEH. 2006).

Además, para contribuir con una buena química del agua del reactor se incrementó la capacidad del Sistema de Limpieza del Agua del Reactor y del Sistema de Enfriamiento de Apagado por aproximadamente dos por ciento respecto al flujo de agua de alimentación.

El volumen del edificio del reactor (incluyendo la contención), es aproximadamente 30 por ciento menor que un BWR/6 y sustancialmente requiere menos construcción. El diseño del edificio del reactor está integrado con la misma contención lo que provee un acceso de 360 grados a las áreas de servicio que están localizadas tan cerca como es posible a los equipos que requieren servicio regular.

Las zonas limpias y contaminadas están claramente definidas y se mantienen separadas a través de áreas limitadas con acceso controlado. El tamaño de la alberca de combustible gastado está planeado para almacenar por lo menos el combustible de 10 años de operación, además del combustible nuevo de un núcleo.

La instrumentación y controles fueron mejorados a través de la incorporación de tecnologías digitales con automatización. El uso de multiplexión y cables de fibra óptica han eliminado aproximadamente 1.3 millones de pies de cableado. Se adoptaron controladores de arquitectura de tres canales para sistemas de procesos de control, los que proveen una tolerancia en la falla del sistema y una capacidad de reparación en línea. Esta característica fue añadida por primera vez en el ABWR.

El ESBWR es un diseño sumamente simplificado (pero no por esto menos seguro, sino todo lo contrario), respecto a los diseños previos de BWRs (GEH. 2006).

Este reactor está actualmente en el proceso de certificación de diseño en los Estados Unidos en su Aprobación Final de Diseño (NRC. ESBWR. 2012; GEH. 2011), sin embargo se espera que obtenga su certificación de diseño estándar para el año 2015.

En las siguientes secciones se presentan algunas características del Sistema de Suministro de Vapor Nuclear y sistemas de emergencia del ESBWR.

Sistema de Suministro de Vapor Nuclear

El Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (NSSS), produce vapor proveniente del proceso de fisión que es enviado a la turbina principal. Este sistema está conformado por la vasija del reactor, el sistema de inserción de barras de control, el sistema nuclear de calentamiento y el sistema de condensado de aislamiento (GEH. 2006).

La vasija del reactor

La vasija del reactor contiene al núcleo del reactor, el cual es la fuente de calor para la generación de vapor a través del proceso de fisión y fricción producida al efectuarse la moderación de los neutrones rápidos. El diámetro de la vasija del ESBWR es del mismo tamaño que el del ABWR, con un diámetro de 7.1 metros y una altura de 27.6 metros aproximadamente.

Las características más importantes de la vasija del ESBWR y componentes internos son las siguientes:

- Boquillas de vapor con restrictores de flujo.
- Boquilla térmica de agua de alimentación con doble cubierta.
- Bloque de soporte de la vasija móvil.
- Cabezal inferior relativamente plano.
- Eliminación de grandes boquillas y penetraciones por debajo del nivel del núcleo.
- Uso de cubierta de anillos forjados, en y por debajo de la elevación del núcleo.
- Una chimenea alta particionada que ayuda y promueve la circulación natural del flujo en el núcleo del reactor.

La vasija está basada en la tecnología proveniente de los BWRs pero una característica muy importante de este diseño es la inexistencia de cualquier penetración grande por debajo de la elevación de la parte superior del núcleo, gracias a la eliminación de los lazos de recirculación de los BWRs anteriores, lo que elimina la posibilidad de rupturas en tuberías grandes en o por debajo de la elevación del núcleo. Este es un factor clave para la habilidad de los sistemas de emergencia del ESBWR de mantener continuamente, y por completo, inundado el núcleo en una amplia gama de Accidentes de Pérdida de Refrigerante (GEH. 2006).

La presencia de grandes volúmenes de agua y vapor que existen por encima del límite superior de núcleo resultan en características benéficas muy importantes. Se provee de una gran reserva de agua que se encuentra por encima del núcleo, lo que se traduce en un periodo de tiempo largo

para tomar acciones en el caso de que el flujo de agua de alimentación se detenga, o se presente un LOCA antes de que el descubrimiento del núcleo se inicie. Por lo tanto, gracias a este periodo de tiempo existe la oportunidad de que sistemas automáticos y/o acciones del operador puedan restablecerse y controlar el inventario de agua del reactor, usando sistemas no relacionados con la seguridad que son capaces de inyectar agua a la vasija. Por otro lado, el volumen grande de la vasija permite que ésta tarde más tiempo en alcanzar límites de presión, que pueden presentarse después de un periodo de aislamiento de reactor debido al calor de decaimiento en el núcleo del reactor. Los componentes principales de la vasija se enlistan a continuación (GEH. 2006).

1. Borde de la vasija y cabezal de cierre.

El cabezal de cierre, o cabezal superior, tiene forma elíptica y es fabricada con acero de baja aleación de grado 3 y clase 1, ésta es asegurada con 80 birlos al cuerpo de la vasija. El Sello del cierre de la vasija consiste en dos anillos circulares (“O-rings”), concéntricos para evitar cualquier fuga en todas las condiciones de operación, incluyendo las pruebas hidrostáticas.

2. Restrictor de Flujo de Salida de Vapor.

El ESBWR cuenta con un Venturi para la restricción de flujo en la boquilla principal de salida de vapor. Esta boquilla provee y sirve para la detección de una ruptura de la línea de vapor a través de la medición de flujo de vapor, ésta puede enviar una señal de disparo hacia las Válvulas Principales de Aislamiento de Vapor (MSIVs), con lo que es posible la medición del flujo de vapor para el control de la entrada del sistema de agua de alimentación. El dispositivo de restricción de flujo también se utiliza para limitar las cargas asociadas a la purga en la vasija y componentes internos en el evento postulado de la rotura de la línea de vapor principal.

3. Encamisado térmico de la boquilla de agua de alimentación.

Cuenta con tres boquillas de agua de alimentación por cada dos líneas de agua de alimentación, las cuales tienen un doble encamisado o cobertura térmica soldadas a las boquillas. Esta doble capa térmica protege el radio interno de la boquilla de mezclado de la vasija del daño causado por los efectos cíclicos de alta frecuencia térmica.

4. Rociadores de Agua de Alimentación.

Los rociadores de agua de alimentación son cabezales de acero inoxidable localizados en el pleno de mezclado, arriba del ánulo del regreso de agua (Downcomer). Los rociadores se encuentran separados en dos secciones que son alimentadas con una conexión en forma de “T” en cada boquilla de agua de alimentación.

5. Soporte de la vasija.

Los soportes de la vasija tienen un tipo de geometría de bloque deslizante y se encuentran localizados en diferentes posiciones alrededor del perímetro de la vasija. A lo largo de la vasija se encuentran múltiples soportes, con sus respectivos soportes en el pedestal de la vasija. Los soportes proveen un espacio abierto entre la vasija y el pedestal, permitiendo el flujo de agua

desde la parte superior del pozo seco y hacia la parte inferior éste, además de un fácil acceso de Inspección en Servicio (ISI), en la parte inferior de la soldadura del cabezal.

6. Cabezal Inferior de la Vasija de Reactor.

El cabezal inferior consiste en una tapa esférica fabricada de una sola pieza forjada que se extiende hacia la unión entre el cabezal y el cilindro de la vasija, y que tiene las penetraciones del Sistema de Inserción de Barras de Control (CRD), en la parte inferior. La principal ventaja de contar con una sola pieza forjada para el cabezal inferior es que se eliminan todas las soldaduras de la vasija del CRD lo que reduce los requerimientos de ISI.

7. Estabilizadores.

Los estabilizadores se encuentran localizados alrededor del perímetro la vasija del reactor hasta su parte superior. Éstos suministran puntos de reacción para soportar cargas horizontales, y eliminar el movimiento de la vasija ocasionado por un terremoto y/o un evento postulado de una rotura de tubería.

8. Estructura de Anillos Forjados.

La vasija del ESBWR cuenta con una estructura de anillos forjados que se localizan de manera adyacente, por debajo y por arriba de la región del núcleo.

9. Envolverte del Núcleo.

La envolverte del núcleo es un ensamble cilíndrico de acero inoxidable que proporciona una división para separar el flujo superior de refrigerante a través del núcleo proveniente del flujo del downcomer. La envolverte superior está acotada por la parte inferior de la placa del núcleo. La parte inferior de la envolverte rodea parte del pleno inferior y está soldada a los soportes de la envolverte de la vasija. Esta envolverte también proporciona soporte lateral para el núcleo.

10. Soportes de la Envolverte.

Existen doce soportes verticales soldados a la vasija, cerca de la parte inferior dentro de la parte cilíndrica de la vasija. Estos soportes se encargan del peso de la envolverte y del peso de la placa del núcleo, combustible y soportes del combustible, tubos guía, chimenea, separadores de la chimenea y los ensambles de los separadores de humedad.

11. Placa del Núcleo.

La placa de núcleo es un plato circular con huecos circulares. Esta placa tiene las siguientes funciones: soporte lateral y guía para los tubos guía de las barras de control, guía para los tubos guía de vigilancia de flujo en el núcleo, soporte periférico del combustible y también se utiliza para las fuentes de neutrones de encendido. Las dos últimas funciones también son soportadas verticalmente por la placa del núcleo. El ensamble completo es atornillado a la envolverte del núcleo.

12. Guía Superior.

La guía superior está conformada por una malla que da soporte lateral a la parte superior de los ensambles de combustible. Cada abertura proporciona soporte lateral y la orientación para cuatro ensambles combustibles, en el caso del combustible ubicado en la periferia da soporte a dos o tres ensambles de combustible. Los hoyos provistos en la parte inferior de las intersecciones de soporte sirven para anclar los monitores de flujo y las fuentes de neutrones de encendido. La guía superior se encuentra atornillada a la parte superior de la envolvente del núcleo.

13. Soportes de Combustible.

Los soportes del combustible son básicamente de dos tipos; los que se conocen como soportes periféricos de combustible y los soportes principales de combustible. Los soportes periféricos se encuentran ubicados en el borde exterior del núcleo activo y no son adyacentes a las barras de control. Cada soporte periférico soporta un ensamble de combustible y cuenta con un orificio diseñado para asegurar un flujo apropiado de refrigerante a estos ensambles. Cada soporte principal de combustible soporta vertical y horizontalmente a cuatro ensambles y se encuentran provistos de orificios para asegurar la distribución apropiada de flujo de refrigerante en cada arreglo.

14. Alojamiento de Inserción de Barras de Control.

El alojamiento de inserción de barras de control, provee de un espacio a la vasija del reactor para la instalación del CRD, y para el acoplamiento de la línea de éste. Además, sirve para soportar el peso de las barras de control, de la inserción de barras de control, del tubo guía de barras de control, del soporte principal de combustible y de cuatro ensambles de combustible.

15. Tubos Guía de Barras de Control.

Los tubos guía de las barras de control se extienden desde la parte superior del alojamiento de inserción de barras de control y hasta las penetraciones de la placa del núcleo. Cada tubo guía está diseñado para proporcionar una guía para la parte final de las barras de control y como soporte de los soportes principales de combustible. Además, los tubos guía proporcionan una conexión para el FMCRD (Sistema Fino de Inserción de Barras de Control), para contener un hipotético accidente de caída de barra de control.

16. Alojamiento del Núcleo.

Este alojamiento proporciona extensiones al cabezal inferior de la vasija para la instalación del sistema de inserción de barras de control en el cabezal inferior y para la instalación de ensambles de sensores de vigilancia de flujo, los cuales son componentes del Sistema de Vigilancia Neutrónica.

17. Chimenea

La chimenea es un cilindro de acero inoxidable que proporciona soporte a los separadores de vapor y que está atornillada a la guía superior. Ésta proporciona el impulso y el calor necesario para establecer la circulación natural de flujo de refrigerante.

18. Divisores de la Chimenea.

Los divisores o separadores de la chimenea se encuentran localizados en el interior de ésta y separan en grupos los ensambles de combustible, hasta 16 ensambles de combustible por grupo. Estos separadores actúan sobre el canal de mezclado de vapor y el flujo de agua que sale del núcleo, entrando a secciones pequeñas de la chimenea para limitar el flujo transversal, minimizar el potencial de los remolinos de recirculación que pueden resultar en una chimenea abierta.

19. Separadores de Humedad.

Los ensambles de los separadores de humedad consisten en una base plana en la que está soldado un arreglo de tubos verticales con tres etapas de separación localizados en la parte superior de cada tubo vertical. Este ensamble está atornillado en el borde de la chimenea y están diseñados para una fácil remoción.

20. Secadores de Vapor.

El ensamble de los secadores de vapor consiste en múltiples bancos de unidades de secado montados en una estructura común la cual se puede retirar de la vasija como una unidad. El ensamble incluye los bancos de secado, el suministro de secado y los ductos de descarga, la garganta de recolección de drenado, los ductos de drenado y un borde que forma el sello extendido de agua por debajo del separador. El vapor proveniente de los separadores fluye hacia arriba del secador y hacia afuera a través de las venas de secado.

21. Salida de Válvulas de Despresurización (DPV), Condensador de Aislamiento (IC) y regreso del IC.

La vasija cuenta con cuatro boquillas de 450 mm a su alrededor y que se utilizan para la conexión de cada uno de los cuatro subsistemas del condensador de aislamiento y cuatro para las válvulas de despresurización. Las válvulas de retorno del IC son de 200 mm de diámetro.

22. Entrada del Sistema de Enfriamiento del Núcleo Accionado por Gravedad (GDCS).

Existen ocho boquillas espaciadas alrededor de la vasija de 150 mm de diámetro para conectar cada una de las cuatro líneas de inyección del GDCS. Además de cuatro restrictores de flujo que son diseñados para limitar el flujo en el caso de presentarse el poco probable evento postulado de la ruptura de la línea del GDCS.

23. Entrada de la línea de ecualización del GDCS.

Cuatro boquillas de 150 mm espaciadas alrededor de la vasija se utilizan para cada una de las líneas de ecualización del GDCS. Estas boquillas también cuentan con restrictores de flujo que sirven para limitar el flujo en el caso de presentarse el evento postulado de la ruptura de las líneas de ecualización del GDCS.

24. Salida del Sistema de Limpieza del Agua de Reactor y del Sistema de Enfriamiento de Apagado RWCU/SDC.

La vasija también cuenta con dos boquillas de 300 mm que se utilizan para la conexión de cada uno de los trenes de los sistemas RWCU y SDC.

Sistemas de Emergencia

El diseño del ESBWR incorpora cuatro sistemas redundantes con divisiones independientes en los siguientes sistemas: el Sistema de Enfriamiento del Núcleo Accionado por Gravedad (GDCS), el Sistema de Despresurización Automática (ADS), el Condensador de Aislamiento (IC) y el Sistema Pasivo de Enfriamiento de la Contención (PCCS).

La remoción de calor y el inventario de refrigerante además están provistos de los Sistemas de Condensador de Aislamiento (ICS), y del de Control de Líquido de Reserva (SLCS). Estos sistemas y la gran capacidad del ADS establecen la incorporación del Sistema de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECCS), accionado únicamente por gravedad, lo que lleva a la eliminación de bombas, además de generadores diesel.

El agua contenida en la parte superior del pozo seco es suficiente para cubrir el núcleo por encima del límite superior activo del combustible de éste por 1 metro más arriba, así como lograr inundar por completo el pozo seco inferior.

Los intercambiadores de calor del PCCS están ubicados arriba e inmediatamente afuera de la contención primaria, con la suficiente capacidad en el volumen de agua de las albercas externas para remover el calor de decaimiento por al menos por 72 horas posteriores a la ocurrencia de un DBA.

También, como soporte y ayuda a los sistemas mencionados anteriormente existen otros sistemas muy importantes para la seguridad en el ESBWR; como son, el Sistema de Inertización de la Contención (CIS) y el Sistema de Emergencia de Respiración de Aire (GEH. 2006).

Sistema de Enfriamiento del Núcleo Accionado por Gravedad

El GDCS, ver Figura 37, está conformado por cuatro divisiones. Cada una de éstas cuenta con tres subsistemas independientes: un sistema de enfriamiento a corto plazo (inyección), un sistema de enfriamiento de largo plazo (ecualización), y una línea de inundación, la cual conecta la

alberca del GDCS con el pozo seco inferior. Los sistemas de corto y largo plazo proporcionan agua de enfriamiento impulsada por gravedad para restablecer el inventario de refrigerante en la vasija durante la ocurrencia de un LOCA postulado y subsecuentemente durante la evaporación debida al calor de decaimiento.

Cada división del GDCS cuenta con tuberías de inyección de 200 mm de diámetro provenientes de la alberca de este sistema. El ramal de la línea de inundado es una tubería de 100 mm que termina con tres válvulas de detonación, y líneas de inundado de tubos de escape para lograr el inundado del pozo seco inferior. La línea de inyección continúa más allá de la conexión con la línea de inundado hasta la región del pozo seco superior, a través del anulo del pozo seco donde la línea se divide en dos ramales de 150 mm las cuales cuentan con válvulas de paso (“check”), y una válvula explosiva. Cada división del sistema de largo plazo está conformada por una línea de ecuación de 150 mm con una válvula de paso situada entre la alberca de supresión y la vasija

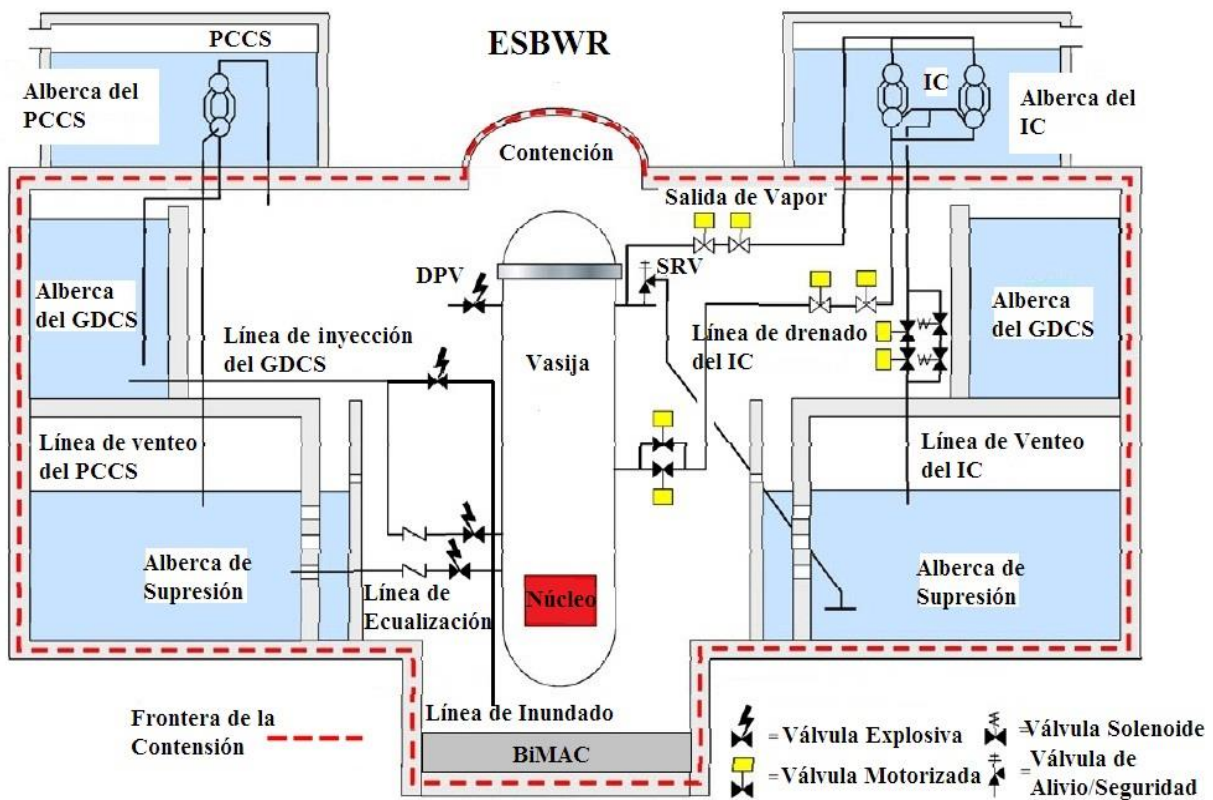


Figura 37. Sistemas de Emergencia del ESBWR

La línea de inundado del GDCS proporciona los medios para llenar de agua la región del pozo seco inferior con agua de la alberca de este sistema, en el caso se presentarse un accidente postulado en el que se tenga daño al núcleo y que se cause daño al cabezal inferior de la vasija.

En tal caso, el material fundido se encontraría en el piso del pozo seco inferior, pero con la

garantía de un adecuado enfriamiento del mismo, debido a que esta región se encontraría inundada. Una secuencia de accidente en el que se tenga fundición del núcleo sería resultado de una falla común de los sistemas de enfriamiento a corto y largo plazo; en tal caso la línea de inundado es activada a través de termocóplés, los que vigilan un alto nivel de temperatura en el sótano de del pozo seco inferior, un incremento de la temperatura indica la presencia de corium en el piso de este pozo. Una vez que la válvula de la línea de inundado es abierta proporciona un flujo abierto permanentemente hacia el pozo seco inferior. Este inundado ayuda a la Base Interna de Enfriamiento y Retención de Material Fundido (Bi-MAC), a mantener un adecuado enfriamiento del corium.

Las válvulas “check” permanecen constantemente abiertas cuando la presión diferencial a través de la válvula es cero, esto es para eliminar el riesgo de que las válvulas queden atoradas en posición de cerrado durante un largo periodo de tiempo en el que no se han utilizado.

Las líneas de equalización de la alberca de supresión, ver Figura 37, cuentan con un filtro de entrada para prevenir el ingreso de corium o residuos en este sistema. Estas líneas proporcionan una función de control de inventario de refrigerante en la vasija a largo plazo, haciendo un lazo cerrado entre la alberca de supresión y la vasija (GEH. 2006).

Sistema de Despresurización Automático

El ADS se inicia después de un pequeño retardo si una señal de bajo nivel en la vasija se presenta al mismo tiempo que una señal de alta presión en el pozo seco. La lógica del pozo seco también es iniciada automáticamente si únicamente la señal de bajo nivel en la vasija se presenta. El ADS cuenta con un retardo de inicialización, este retardo del ADS permite a los sistemas de respaldo de alta presión (por ejemplo el CRD), la oportunidad de restablecer el nivel del agua en la vasija y evitar la actuación del ADS. En la Figura 38, se puede ver el arreglo de las Válvulas de Despresurización (DPV), las Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal (MSIV); tanto dentro como fuera de la contención primaria y las Válvulas de Alivio Seguridad (SRV). En este arreglo es posible observar las válvulas que cuentan con función ADS y que están marcadas con un asterisco (GEH. 2006).

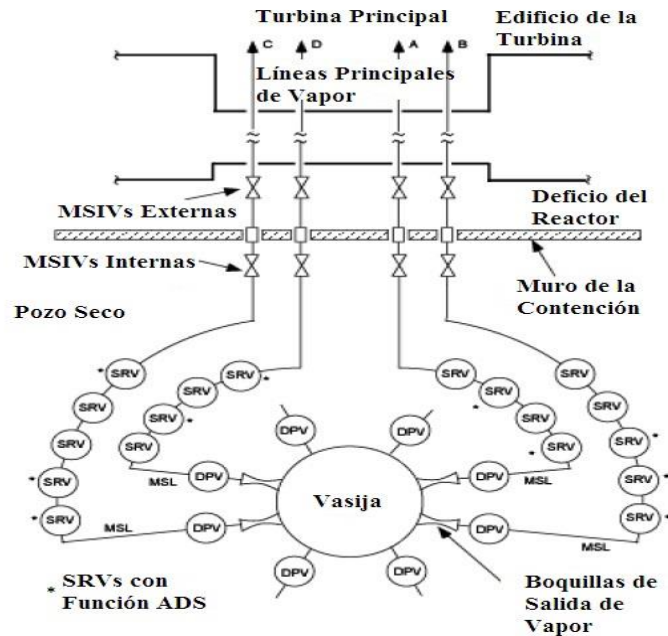


Figura 38. Arreglo de las MSIVs, DPVs, SRVs y ADS

Sistema Pasivo de Enfriamiento de la Contención

El PCCS está encargado de mantener a la contención dentro de los límites de presión en el caso de un DBA, por al menos 72 horas después de la presencia de un accidente. Este sistema está diseñado para operar de forma pasiva.

El PCCS consta de 6 lazos totalmente independientes de baja presión. Cada lazo está diseñado para una capacidad de 11 MWt y está construido con dos módulos idénticos. Los condensadores del PCCS están ubicados en la alberca del IC/PCC, ubicada por encima y por afuera de la contención primaria, ver Figura 39.

El PCCS es alimentado por un tubo abierto que se encuentra insertado en la contención primaria, el cual se divide en dos para entrar a dos cabezales horizontales a través de dos divisiones en su parte superior, el vapor proveniente de la atmósfera de la contención es condensado dentro de los tubos verticales, y el líquido es enfriado en dos cabezales inferiores, después el líquido es dirigido al DGCS. El venteo y las líneas de drenado de los cabezales inferiores son enviados al pozo seco a través de una penetración en la contención por cada módulo de condensado.

Las líneas de venteo de los gases no condensables son el medio por el cual éstos son transferidos hacia el pozo húmedo (WW). Si hay un exceso de condensación y el líquido no es requerido en el DGCS, este también es enviado al WW (GEH. 2006).

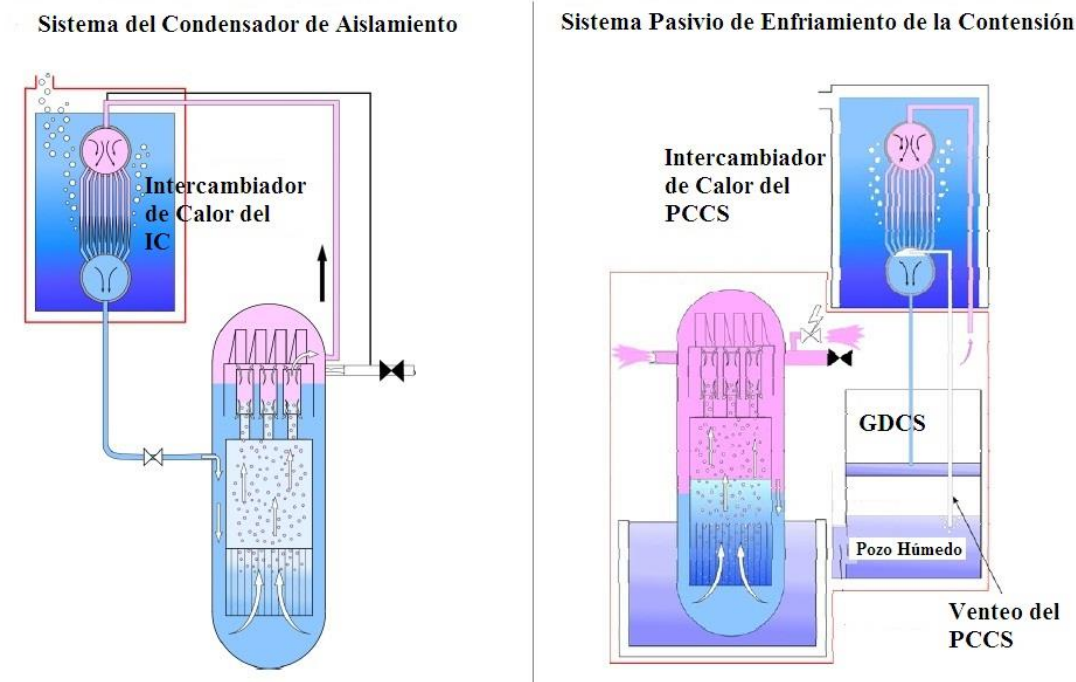


Figura 39. Diagramas del IC y PCCS

Cada condensador del PCCS está ubicado en un sub-compartimento de la alberca del IC/PCC y todos los compartimentos de la alberca se comunican para obtener un uso completo de inventario de agua en la totalidad de la alberca, de manera independiente al estatus de cualquier lazo del IC/PCCS. Cada sub-compartimento cuenta con una válvula en la parte inferior, por lo que cada uno de éstos puede ser vaciado por completo para dar mantenimiento a los condensadores.

Debido a que el agua en la alberca del IC/PCC puede alcanzar temperaturas de alrededor de 101 °C, el vapor generado tiene una presión un poco mayor en relación con la presión atmosférica y este vapor no es radiactivo, por lo que es liberado al medio ambiente a través de unas líneas de diámetro muy grande de venteo de descarga (GEH. 2006).

Otros Sistemas

- Sistema de Reserva de Líquido de Control (SLCS): Este sistema proporciona un método de respaldo para llevar al núcleo del reactor a un estado sub-crítico. Este sistema hace posible un apagado metódico y seguro en el caso de presentarse un evento en el que no sea posible una inserción adecuada de las barras de control.

Este sistema se inicia de manera automática en el caso de señales de LOCA o ATWS (Transitorio Anticipado Sin SCAM), además de poder ser iniciado de manera manual desde el cuarto de control para inyectar una solución que ayuda a la absorción de neutrones en la vasija.

El SLCS cuenta con sistemas de dos divisiones pasivas con acumuladores presurizados que pueden inyectar agua boratada de manera rápida y directamente en el área del núcleo. Cada división tiene el 50% de capacidad. Además, los acumuladores y las válvulas de inyección dan soporte a equipos no relacionados con la seguridad como el sistema de alta presión de carga de nitrógeno (GEH. 2006).

- Sistema de Emergencia de Aire de Respiración:

Este sistema es utilizado para la protección de los operadores del cuarto de control, en el caso de presentarse algún evento en el cual se puede comprometer la calidad del aire en la atmósfera del cuarto de control (gases tóxicos, humo o alta radiación); dicho sistema funciona con medios pasivos. Si dicho evento ocurre; el Área de Habitabilidad de Cuarto de control (CRHA), el Calentamiento, Ventilación y Aire Acondicionado (HVAC), es aislado y el Sistema de Emergencia de Aire de Respiración (EBAS) se inicia de manera automática (GEH. 2006).

El CRHA está diseñado con estructuras para mantener un mínimo de fugas. Las puertas de acceso son diseñadas con dispositivos de cierre de seguridad, los cuales cierran las puertas automáticamente. Cuenta con dobles puertas para el ingreso y egreso durante eventos de emergencia.

El EBAS es un sistema redundante relacionado con la seguridad que tiene almacenado aire comprimido para el CRHA que se utiliza para respiración y presurización para minimizar las fugas en el cuarto de control. El EBAS tiene el tamaño adecuado para proveer suficiente aire, de muy buena calidad, que mantiene una presión positiva en el CRHA por un mínimo de 72 horas.

Dos sistemas han sido diseñados para el enfriamiento del núcleo y el enfriamiento de material fundido del núcleo. El Sistema de Enfriamiento Accionado por Gravedad (GDCS), que ayuda a mantener inundado el núcleo del reactor. El otro dispositivo es la Base Interna de Enfriamiento y Retención de Material Fundido (BiMAC), que actúa en la parte baja del pozo seco, para reducir la interacción del material fundido con el concreto de la contención.

La contención se encuentra separada en un pozo seco superior (UDW), y un pozo seco inferior (LDW); lo que no permite que en el caso de presentarse una falla en la parte inferior de la vasija del reactor, el material fundido alcance la parte superior del pozo seco.

La atmósfera de la contención se puede ventear hacia el pozo húmedo (WW), ayudando a evitar una sobre presión en el volumen de pozo seco. La parte superior del pozo seco se encuentra rodeada de agua, por lo que una falla causada por incremento de temperatura en la cabeza superior de pozo seco es muy poco probable. Respecto al desempeño de la contención, los rompedores de vacíos que se encuentran entre la parte inferior pozo seco y el pozo húmedo están diseñados para ayudar a la atmósfera del pozo seco en caso de la presencia de un accidente severo, limitando la magnitud diferencial negativa de presiones entre el pozo seco y el pozo húmedo (GEH. 2006).

Se han simulado un amplio número de escenarios de accidente que se encuentran en el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), del ESBWR utilizando códigos como MAAP 4.0.6 y MELCOR 1.8.6 (GEH. 2006).

Apéndice B. Congresos, Cursos y Artículos

Congresos

1. XX Congreso Anual de la SNM, Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de julio 2009. “La Importancia de Realizar Estudios Sobre el uso de Recombinadores Autocatalíticos Pasivos para Control de Hidrógeno en Reactores tipo ESBWR”.
2. 17th Pacific Basin Nuclear Conference, Cancún, Q.R., México, October 24-30, 2010. “Preliminary Analysis of Modeling of PARs and Steam Injectors to Support Long-term Operation of LWR Passive ECCS Using a Best Estimate Thermal-hydraulics Code”
3. XXII Congreso Anual de la SNM y LAS/ANS Symposium, Los Cabos, Baja California Sur, México, del 7 al 10 de agosto, 2011. “Análisis Preliminar de la Inclusión de Sistemas Pasivos de Seguridad para Reducir el Impacto de Accidentes en Centrales Nucleares”
4. XXIV Congreso Anual de la SNM / XII Congreso Nacional de la SMSR, Querétaro, Querétaro, México, del 30 de Junio al 3 de Julio de 2013.
 - a. “Fukushima, Dos Años Después. Requerimientos de Modificación en Centrales Nucleares de Potencia”. (Autor Principal)
 - b. “Instalaciones de Almacenamiento de Combustible Nuclear Gastado en Seco para Instalaciones Nucleares Mexicanas”. (Coautor)
 - c. “Los Jóvenes en el Impulso de la Energía Nuclear en México” (Coautor)
5. Segundo Congreso de Posgrados de la UNAM. Presentación de póster, “Fukushima y los PARs”, 2011
6. Artículo presentado en “The International Youth Nuclear Congress”, 8th edition, Burgos Spain, 6 – 12 July 2014, “AJENM, Mexican Nuclear Youth”.

Cursos

Korean Nuclear Association for International Cooperation, Republic of Korea, September 19 – October 07, 2011. “Training Program for Mexican Nuclear Power Experts”

Artículos

Sánchez, J., Espinosa, G., Morales, J. (2014). Steam Injectors Using the Steam flow of the Passive Autocatalytic Recombiner in ESBWR, Energy Sources, Part A: Recovery. Utilization and Environmental Effects, 36:2203–2212

Bibliografía

- Allison, C. M., Hohorst, J. K., Allison, B. S., Konjarek, D., Bajcs, T., Pericas, R., Reventos, F., & Lopez, R. (2012). Preliminary assessment of the possible BWR core/vessel damage states for Fukushima Daiichi station blackout scenarios using RELAP/SCDAPSIM. Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, 646327, 25 pages.
- AREVA Inc. (2011). AREVA Passive autocatalytic recombiner severe accident-qualified PAR for combustible gas control. AREVA Inc.
- Arnould, F. (2002). State of the art of passive autocatalytic recombiner (PARSOAR). Technicatome, Aix-en-Provence.
- Bachelier, E., Arnould, F., Auglaire, M., de Boeck, B., Braillard, O., Eckardt, B., Ferroni, F., & Moffett, R. (2003). Generic approach for designing and implementing a passive autocatalytic recombiner PAR-system in nuclear power plant containments. Nuclear Engineering and Design, 221(1-3), 151–165.
- Beithou, N., & Hikmet, S. A. (2000). A mathematical model for steam-driven jet pumps. International Journal of Multiphase Flow, 26(10) 1609–1619.
- Beithou, N., & Hikmet, S. A. (2001). High-Pressure Steam-Driven Jet Pump—Part I: Mathematical Modeling. Journal of Engineering for Gas Turbines and Power, ASME, 123(3), 693-700.
- Beithou, N., & Hikmet, S. A. (2001). High-Pressure Steam-Driven Jet Pump—Part II: Parametric Analysis. Journal of Engineering for Gas Turbines and Power, ASME, 123(3), 701-706.
- Belovsky, L. (1995). Heat release from B4C oxidation in steam and air. IAEA Technical Meeting on Behaviour of LWR Core Materials under Accident Conditions, Dimitrovgrad Russia.
- Breitung, W., & Royle, P. (2000). Procedure and tools for deterministic analysis and control of hydrogen behavior in severe accidents. Nuclear Engineering and Design, 202(2-3), 249–268.
- Bröckerhoff, P., & Reinecke, E. A. (2000). Hydrogen removal by means of innovative catalytic measures. 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8), Baltimore, U.S.A. 2-6 April.
- CEC. (1991). Hydrogen in water-cooled nuclear power reactors. Commission of the European Communities. EUR 14037-EN, Brussels.
- Chun, M. H. (1996). Direct condensation of steam jets in subcooled water. ANS Trans, 75, 385–387.
- De Boeck, B. (1999). Prevention and mitigation measures to ensure containment integrity. EUR 19532, FISA-99, Luxemburg.
- Deberne, N., Leone, J. F., Duque, A., & Lallemand, A. (1999). A model for calculation of steam injector performance. International Journal of Multiphase Flow, 25(5), 841–855.
- Dewit, W.A., & Koroll, G. W. (1996). Hydrogen recombiner development at AECL, In: Proceedings of NEA/CSNI Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques, Winnipeg, Manitoba, Canada, 297–314.
- Espinosa-Paredes, G., Camargo-Camargo, R., & Nuñez-Carrera, A. (2012). Sever accident simulation of the Laguna Verde nuclear power plant. Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations. 209420, 11 pages.
- Ferroni, F., & Chakraborty, A. K. (1996). Design comparison of devices for the catalytic removal

- of hydrogen. International Conference on Nuclear Containment, (UK) 23–25 Sept.
- Fischer, K., Broeckerhoff, P., Ahlers, G., Gustavsson, V., Herranz, L., Polo, J., Dominguez, T., & Royl, P. (2003). Hydrogen removal from LWR containments by catalytic-coated thermal insulation elements (THINCAT). *Nuclear Engineering and Design*, 221 (1-3), 137–149.
- Fuller, E. L., & Hamzehee, H. G. (2009). Development of technical tastes for severe accident management in new reactors. United States Nuclear Regulatory Commission, Office of New Reactors. Paul Scherrer Institute.
- General Electric Energy, GE. (2006). The ESBWR plant general description. GE.
- General Electric-Hitachi Nuclear Energy, GEH. (2008). Advanced boiling water reactor (ABWR), fact sheet. GEH.
- General Electric-Hitachi Nuclear Energy, GEH. (2010). “ESBWR design control document Tier 2. Rev. 09, GEH. US-NRC.
- General Electric-Hitachi Nuclear Energy, GEH. (2011). Final design approval for the economic simplified boiling water reactor. GEH.
- Hofmann, P. (1999). Current knowledge on core degradation phenomena, a review. *Journal of Nuclear Materials*, 270(1-2), 194-211.
- IAEA. (2001). Mitigation of hydrogen hazards in water cooled power reactors. IAEA-TECDOC-1196.
- Jiménez-García, M. A. (2007) Recombinación del hidrógeno en dispositivos autocatalíticos pasivos y sus implicaciones en la seguridad de las centrales nucleares. Universidad Politécnica de Madrid, Tesis Doctoral.
- Jiménez-García, M. A., Martín-Valdepeñas, J. M., Martín-Fuertes, F., & Fernández, J. A. (2007). A detailed chemistry model for transient hydrogen and carbon monoxide catalytic recombination on parallel flat Pt surfaces implemented in an integral code. *Nuclear Engineering and Design*, 237(5), 460-472.
- JNTI, Japan Nuclear Technology Institute. (2011). Examination committee on accident at Fukushima Daiichi nuclear power station.
- Kemeny, J. G. (1979). Report of the president’s commission on the accident at Three Mile Island. Washington, D.C.
- Kenji, A., Akira, M., Ryoichi, H., & Masahiko, K. (2007). AB1600 - Progress of ABWR technology toward next generation ABWR. *Nuclear Engineering and Design*, 238(8), 1902–1908.
- Korea Nuclear Technology, web page. (2013). http://knt.re.kr/eng/sub_0302.html
- Kuan, P., Hanson, D., J., Pafford, D. J., Quick, K., S., & Witt, R. J. (1994). Implications for accident management of adding water to degrading reactor cores. NUREG/CR-6158, EGG-2644. INEL.
- Lahey. (1993). Thermal Hydraulics of Boiling Water Nuclear Reactor. American Nuclear Society, 63-69.
- Núñez-Carrera, A., Camargo-Camargo, R., Espinosa-Paredes, G., & López-García, A. (2012) Simulation of the Lower Head Boiling Water Reactor Vessel in Sever Accident. Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, 305405, 8 pages.
- Nucnet, web page. (2013). <http://www.nucnet.org/all-the-news/2013/04/23/tepco-to-install-autocatalytic-recombiners-at-kashiwazaki-kariwa>
- OECD-NEA, web page. (2013). <http://www.oecd-nea.org/press/press-kits/fukushima.html>
- OECD-NEA, HYMERES page. (2013). <http://www.oecd-nea.org/jointproj/hymeres.html>
- Park, J. W., Koh, B. R., & Suh, K. Y. (2011). Demonstrative testing of honeycomb passive

- autocatalytic recombiner for nuclear power plant. *Nuclear Engineering and Design*, 241(10) 4280–4288.
- Pastina, B., Isabey, J., & Hickel, B. (1999). The influence of water chemistry on the radiolysis of the primary coolant water in PWRs. *Journal of Nuclear Materials*, 264(3), 309-318.
- Petit, M., Alsmeyer, H., & Gustavsson, V. (2000). “PWG-4 – Perspective on Ex-Vessel Hydrogen Sources”, OECD, NEA/CSNI/R.
- Reinecke, E. A., Tragsdorf, I. M., & Gierling, K. (2004). Studies on innovative hydrogen recombiners as safety devices in the containments of light water reactors. *Nuclear Engineering and Design*, 230(1-3), 49-59.
- Reinecke, E. A., Bentaib, A., Kelm, S., Jahn, W., Meynet, N., & Caroli, C. (2010). Open issues in the applicability of recombiner experiments and modeling to reactor simulations. *Progress in Nuclear Energy*, 52(1), 136–147.
- Sánchez-Jaramillo, J., Camargo-Camargo, R., Núñez-Carrera, A., Mendoza-Franco, J M., & Salmerón-Vergara, J. (2013). Fukushima, dos años después. Requerimientos de modificación en centrales nucleares de potencia. *Memorias XXIV Congreso Anual de la SNM / XII Congreso Nacional de la SMSR*.
- SCDAP/RELAP5 Development Team. (1997) SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code Manuals. INEEL.
- Shuichi, O., Tadashi, N., & Michitsugu, M. (2008). Scale model test and transient analysis of steam injector driven passive core injection system for innovative-simplified nuclear power plant. *Journal of Power and Energy Systems*, 2(2), 492-500.
- TEPCO, Tokio Electric Power Company, Press Releases, web site. (2011-2013). <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index-e.html>,
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC. (1987). Report on the accident at the chernobyl nuclear power station, NUREG-1250.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC, web site. (2012). Design certification application review economic simplified boiling water reactor (ESBWR). <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/esbwr.html>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC. (2012). Order EA-12-049 Issuance of order to modify licenses with regard to requirements for mitigation strategies for beyond-design-basis external events. NRC.
- U.S Nuclear Regulatory Commission, NRC. (2012). Order EA-12-050 Issuance of order to modify licenses with regard to reliable hardened containment vents. NRC.
- U.S Nuclear Regulatory Commission, NRC. (2012). Order EA-12-051 Order modifying licenses with regard to reliable spent fuel pool instrumentation. NRC.
- U.S Nuclear Regulatory Commission, NRC. (2013). Order EA-13-109 Issuance of order to modify licenses with regard to reliable hardened containment vents capable of operation under sever accident conditions. NRC.
- U.S Nuclear Regulatory Commission, NRC. (2013). PARs at Indian Point Nuclear Generating Unit No.2. NRC, ADAMS number ML13050A585.
- Zemansky. (1996). *Heat and Thermodynamics*. McGraw Hill, 120.