



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA
DE MÉXICO**

FACULTAD DE INGENIERÍA

**SIMULACIÓN DEL SISTEMA DE ASPERSIÓN DEL NÚCLEO
A BAJA PRESION PARA UN REACTOR DE AGUA EN
EBULLICION**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO MECÁNICO

P R E S E N T A :

OMAR ELI MEMBRILLO GARCÍA



**DIRECTOR DE TESIS:
DR. CARLOS CHÁVEZ MERCADO
2013**



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO



Facultad de Ingeniería



**SIMULACIÓN DEL SISTEMA DE ASPERSIÓN DEL NÚCLEO A
BAJA PRESIÓN PARA UN REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN**

TESIS

Que para obtener el título de:

INGENIERO MECÁNICO

Presenta:

Omar Eli Membrillo García

México, D.F. 2013

Agradecimientos

A Dios por ser siempre mi principal guía.

A la Universidad Nacional Autónoma de México por ser mi alma mater que me brindo todas las herramientas para acceder al mayor tesoro con el que el hombre pude contar como lo es el conocimiento.

A la Facultad de Ingeniería por formarme como ingeniero.

A mis padres por brindarme su apoyo, amor y consejos durante cada una de las etapas de mi vida, por mostrarme el camino de la rectitud y honestidad como el único a seguir para conseguir mis objetivos y recompensa y por darme el ejemplo de que sin importar las circunstancias siempre es posible superarse. A Martín, mi padre, por enseñarme a trabajar con esfuerzo y mostrarme que el trabajo duro siempre tiene una recompensa. A Viliulfa, mi madre, por ser mi primer amiga y por aconsejarme para tomar siempre la mejor decisión.

A mis hermanas Abigail y Berenice por cada uno de los momentos inolvidables que hemos compartido, por aconsejarme para tomar siempre las mejores decisiones y, muy importante, por siempre malcriarme como el hermano pequeño.

A mis abuelos por ser el mayor ejemplo de trabajo y esfuerzo, por inculcar en cada uno de mis padres los valores que ellos me ensañarían.

A mis grandes amigos y compañeros Carloses, Saulo, Javier, Neto, Rafa, Leonardo, Toño, JP, Paco y Emiliano porque cada uno formo en mayor o menor medida parte del rompecabezas que significo la facultad para mí, y porque estoy seguro que la mayoría seguirá formando parte del rompecabezas de mi vida.

Al Dr Carlos Chávez por su gran, que digo gran, infinita paciencia para guiarme en parte de mis estudios y principalmente en la realización de esta tesis.

Jurado asignado

Presidente: M. I. Edgar Salazar Salazar

Vocal: Dr. Carlos Chávez Mercado

Secretario: Dr. Juan Luis Francois Lacouture

1er. Suplente: Dr. Arturo Guillermo Reinking Cejudo

2do. Suplente: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez

Asesor: Dr. Carlos Chávez Mercado

Sustentante: Omar Eli Membrillo García

Índice

ÍNDICE	i
ÍNDICE DE FIGURAS	iv
ÍNDICE DE TABLAS	vi
1. INTRODUCCIÓN	1
1.1 Justificación.....	2
1.2 Objetivos	4
1.3 Solución propuesta.....	5
2. MARCO TEORICO	6
2.1 Energía nuclear y reactores nucleares	6
2.2 Reactor de agua en ebullición (BWR).....	7
2.2.1 Ciclo principal	7
2.2.2 Componentes externos	9
2.2.3 Seguridad.....	10
2.3 Accidente con pérdida de refrigerante	11
2.4 Sistemas de refrigeración de emergencia (ECCS)	12
2.4.1 Métodos de enfriamiento de los ECCS	14
2.4.2 Señales de iniciación de los ECCS.....	15
2.5 Sistema de Aspersión a Baja Presión (LPCS).....	16
2.5.1 Lógica de iniciación y generalidades del sistema	17
2.5.2 Componentes principales del LPCS	17
2.5.3 Modos de operación del LPCS	20
2.6 RELAP/SCDAP	23
3. METODOLOGÍA	25
3.1 Método general de resolución	25

3.1.1 Etapas 1-3	26
3.1.2 Etapa 4	27
3.2 Modelo base	28
3.2.1 Selección del sistema.....	29
3.2.2 Creación del diagrama de bloques.....	30
3.2.3 Representación pictográfica del modelo del sistema	30
3.2.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código	32
3.3 Modelo con presencia de accidente base de diseño	34
3.3.1 Selección del sistema.....	34
3.3.2 Creación del diagrama de bloques.....	34
3.3.3 Representación pictográfica del modelo del sistema	35
3.3.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código	37
3.4 Modelo del sistema.....	39
3.4.1 Selección del sistema.....	39
3.4.2 Creación del diagrama de bloques.....	40
3.4.3 Representación pictográfica del modelo del sistema	42
3.4.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código	42
3.5 Modelo general.....	43
3.5.1 Diagrama general	43
3.5.2 Codificación del modelo	45
3.6 Lógica de funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión	47
4. RESULTADOS Y ANÁLISIS DE RESULTADOS	49
4.1 Respuesta de un reactor de agua en ebullición ante la presencia de un accidente base de diseño.....	49
4.2 Resultados y análisis de resultados	53
4.2.1 Modelo base	53
4.2.2 Modelo con presencia de accidente base de diseño	54
4.2.3 Modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión.....	56

CONCLUSIONES Y TRABAJO A FUTURO.....62

BIBLIOGRAFÍA65

Índice de figuras

Figura 2.1 Sección transversal de un reactor de agua en ebullición	8
Figura 2.2 Reactor de Agua en Ebullición (BWR) y su ciclo principal	9
Figura 2.3 Barreras físicas de una central nuclear tipo BWR.....	10
Figura 2.4 Sistemas de Refrigeración de Emergencia para un reactor tipo BWR.....	14
Figura 2.5 Principales componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión	20
Figura 3.1 Diagrama de bloques de la vasija del reactor	30
Figura 3.2 Diagrama del modelo base	32
Figura 3.3 Diagrama de bloques ante la presencia de un accidente base de diseño	34
Figura 3.4 Diagrama del modelo con la presencia de un accidente base de diseño	35
Figura 3.5 Diagrama del modelo con la presencia de un accidente base de diseño y disminución de flujo en el ciclo principal.....	37
Figura 3.6 Principales componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión	39
Figura 3.7 Diagrama de bloques para el Sistema de Aspersión a Baja Presión	40
Figura 3.8 Simplificación del Sistema de Aspersión a Baja Presión.....	41
Figura 3.9 Diagrama de bloques del Sistema de Aspersión a Baja Presión simplificado	41
Figura 3.10 Diagrama de los componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión simplificado	42
Figura 3.11 Diagrama general	44
Figura 4.1 Presión en la vasija del reactor ante un accidente base de diseño	50
Figura 4.2 Nivel de agua en el núcleo del reactor ante un accidente base de diseño	51
Figura 4.3 Flujo de entrada de refrigerante al núcleo del reactor ante la presencia de un accidente base de diseño	51
Figura 4.4 Nivel de agua y presión en la vasija del reactor ante la presencia de un accidente base de diseño	52
Figura 4.5 Nivel de agua para el modelo de la vasija del reactor	53
Figura 4.6 Nivel de a agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño ...	55
Figura 4.7 Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño	55

Figura 4.8 Nivel de agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (I)	57
Figura 4.9 Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (I)	58
Figura 4.10 Nivel de agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (II)	60
Figura 4.11 Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (II)	61

Índice de tablas

Tabla 3.1 Componente 120 y su descripción.....	32
Tabla 3.2 Componente 110 y su descripción.....	33
Tabla 3.3 Componente 130 y su descripción.....	33
Tabla 3.4 Componente 140 y su descripción.....	38
Tabla 3.5 Componente 150 y su descripción.....	38
Tabla 3.6 Componente 160 y su descripción.....	38
Tabla 3.7 Componente 170 y su descripción.....	42
Tabla 3.8 Componente 180 y su descripción.....	43
Tabla 3.9 Componente 190 y su descripción.....	43
Tabla 3.10 Tuberías presentes en el modelo y su descripción.....	46
Tabla 3.11 Juntas presentes en el modelo y su descripción.....	47

Capítulo 1

INTRODUCCIÓN

Los sistemas de emergencia dentro de una central nuclear son de vital importancia pues ante la presencia de un accidente impiden que el combustible con el que trabaja el reactor se funda y evitan la fuga de materiales radiactivos al ambiente. Estos sistemas, deben ser diseñados para que sin importar las circunstancias bajo las que se presente cualquier accidente, sean capaces de mitigar las consecuencias que este pueda provocar.

El Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión es un sistema de emergencia perteneciente a un reactor nuclear del tipo de agua en ebullición, este sistema se encarga de inyectar refrigerante en forma de rocío dentro del núcleo del reactor, en caso de ser necesario.

Los simuladores computacionales basados en acciones de un reactor nuclear son una parte muy importante en el entrenamiento de los operadores, el conocimiento de las causas y consecuencias de los escenarios de un accidente son el principal objetivo de estos simuladores.

En el presente trabajo se desarrolla un modelo basado en el funcionamiento del Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión para su posterior simulación utilizando el código nuclear RELAP/SCDAP, para su posterior inclusión en el Simulador de Aula desarrollado en el Laboratorio de Ingeniería Nuclear (LAIRN) de la Facultad de Ingeniería^[1-3].

La simulación debe cumplir con el principal objetivo de los sistemas de emergencia, proveer al núcleo con el suficiente refrigerante para evitar el fundimiento de los materiales que lo componen y permitir su enfriamiento.

1.1 Justificación

En el diseño, construcción y operación de una central nuclear, la seguridad siempre ha sido un factor muy importante. La preocupación principal de la seguridad en una central nuclear es la emisión incontrolada de radiación al ambiente que pueda causar daño a la población, ya sea en el sitio de la planta o fuera de él.

Para poder obtener un nivel de seguridad máximo, las plantas nucleares operan usando un enfoque de defensa a profundidad, con diversos sistemas de seguridad que complementan las características naturales del reactor. La seguridad dentro de las plantas incluye barreras físicas entre el núcleo del reactor, específicamente el combustible y el ambiente, así como múltiples sistemas de seguridad de emergencia, cada uno con un sistema redundante de seguridad y diseño para prever el error humano.

El manejo de una central nuclear requiere de personal capacitado con la suficiente experiencia para atacar cualquier eventualidad durante el funcionamiento de la central. Esta experiencia necesaria es muy difícil de obtener debido a que no se puede ocupar cualquier reactor nuclear para que represente cualquier situación operativa, por razones obvias de seguridad.

El personal operativo de una planta recibe instrucción acerca de los fundamentos de los procesos que se realizan mediante clases teóricas, estas clases permiten que el operador conozca los fenómenos físicos que se presentan en el reactor, pero como en cualquier aprendizaje es difícil que el operador logre conjuntar todos estos conocimientos si no se tiene cierto grado de práctica. Es por ello que se desarrollan herramientas ingenieriles que permiten obtener al operador experiencia sobre el manejo de la planta durante su capacitación. Estas herramientas son los simuladores computacionales que muestran el

comportamiento aproximado de la planta ante cualquier situación operativa del reactor.

Para obtener el comportamiento del reactor es necesario utilizar códigos nucleares.

El uso de simuladores permite el análisis del comportamiento de una central nuclear ante escenarios severos, que, en funcionamiento normal de una central, serían casi imposibles de verificar.

En el Laboratorio de Ingeniería Nuclear (LAIRN), de la Facultad de Ingeniería, de la UNAM, se desarrollan dos proyectos con alto contenido de innovación tecnológica, el Simulador de Aula y el Analizador Gráfico Avanzado de Procesos Nucleares. Ambos proyectos constituyen una plataforma computacional única, integrada por diversos módulos con múltiples propósitos. El Simulador de Aula tiene como finalidad proporcionar herramientas computacionales para apoyar el entrenamiento en aula y a distancia en la operación de centrales nucleares ^[1-3].

En los últimos años se ha trabajado en el desarrollo de modelos para la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde dentro del Laboratorio de Ingeniería Nuclear de la Facultad de Ingeniería, específicamente la vasija del reactor y sus sistemas asociados, el núcleo y la contención primaria.

En el presente se cuenta con un modelo limitado de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde proporcionado originalmente por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. Actualmente no se cuenta con una simulación detallada de ninguno de los Sistemas de Refrigeración de Emergencia ^[4-5].

La simulación del Sistema de Aspersión a Baja Presión para un reactor de agua en ebullición y su posterior inclusión al simulador de aula que se está desarrollando en el LAIRN, aumentará la capacidad analítica del modelo y permitirá la visualización de un comportamiento más acercado a la realidad.

Al incluir un modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión basado en sus componentes se tiene capacidad de análisis durante accidentes base de diseño, permitiendo conocer el comportamiento del sistema y sus variables asociadas, como son presión, temperatura, tiempo de respuesta o inventario de agua dentro de la vasija del reactor.

Su inclusión dentro del simulador de aula proporcionará a alumnos que estén interesados en el comportamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia, una herramienta en la cual podrán observar la función de estos y sus diferentes usos, así como las condiciones que son necesarias para que entren en función.

1.2 Objetivos

Objetivo general.

Diseñar y definir un modelo simplificado del Sistema de Aspersión a Baja Presión basado en sus componentes para un reactor de agua en ebullición utilizando el código nuclear RELAP/SCDAP.

Objetivos específicos.

- Obtener la gráfica de presión de agua dentro del sistema durante un accidente base de diseño.
- Obtener la gráfica de inventario de agua dentro de la vasija del reactor durante un accidente base de diseño.
- Obtener el tiempo de respuesta y el tiempo que tarda en mitigar un accidente base de diseño el modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

- Comparar la respuesta obtenida del modelo con las especificaciones dadas por los documentos Final Safety Report (FSAR) y The Reactor Analysis Support Package (RASP) acerca de la vasija del reactor que se encuentra instalada en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

1.3 Solución propuesta

Se obtuvo un modelo base en el cual solamente se simula el comportamiento de la vasija del reactor. Este modelo cuenta con 3 nodos, un nodo fuente, un nodo sumidero y un volumen que represente a la vasija del reactor.

Al modelo base se le agregó un nodo que representa la pérdida de inventario de agua dentro de la vasija del reactor debido a un accidente base de diseño. Este nodo es una válvula que asemeja la rotura de una tubería principal.

El Sistema de Aspersión a Baja Presión se simplificó a un modelo con el menor número de elementos posibles, que permitan obtener su comportamiento sin perder ninguna característica del mismo. Esta simplificación se agregó al modelo base de la vasija del reactor con pérdida de inventario de agua.

El modelo simplificado se utilizó para obtener una simulación básica del sistema que, posteriormente, se actualizó con nuevos elementos (válvulas, tuberías, línea de prueba, etc.) hasta obtener el sistema completo.

Capítulo 2

Marco teórico

2.1 Energía nuclear y reactores nucleares

Una reacción nuclear se dice que toma lugar cuando dos partículas nucleares interactúan para producir dos o más nuevas partículas nucleares y liberación de energía.

La energía dentro de los reactores nucleares es obtenida a partir de una reacción de fisión, esta se presenta cuando un núcleo fisionable es golpeado por un neutrón provocando que el núcleo se divida, dando como resultado núcleos de otros elementos, neutrones y energía.

Durante esta reacción los neutrones emitidos por los núcleos fisionados inducen fisiones en otros núcleos fisionables, de los cuales son emitidos más neutrones que inducen fisiones en más núcleos fisionables, dándose así una reacción en cadena. Dentro de los reactores nucleares esta reacción en cadena se lleva a cabo de una manera controlada.

Desde la creación del primer reactor nuclear, un gran número de reactores han sido diseñados y puestos en funcionamiento para diversos propósitos, la conversión de Uranio-238 a Plutonio-239, la propulsión de barcos, aviación, cohetes, satélites, radiación médica, para investigación y en un número muy importante para la generación de energía eléctrica.

En todas las plantas nucleares, la energía liberada dentro del núcleo del reactor es usada para producir vapor saturado, dependiendo del tipo del reactor y su configuración este vapor es dirigido a diversos sistemas para la producción de energía eléctrica.

Para un reactor que opera en estado estable, con una distribución interna de temperaturas que es independiente del tiempo, todo el calor liberado en el sistema debe ser removido tan pronto como es producido. Esto se logra, en todos los reactores excepto por aquellos que operan en niveles bajos de potencia, pasando un refrigerante en estado líquido o gaseoso a

través del núcleo y en las regiones donde el calor es generado. La naturaleza y operación de estos sistemas de refrigeración es una de las más importantes consideraciones dentro del diseño de un reactor nuclear ^[6].

2.2 Reactor de agua en ebullición (BWR)

En el pasado se pensaba que si se le permitía llegar a ebullición al agua dentro del reactor, inestabilidades peligrosas podrían resultar debido al movimiento y formación irregular de burbujas de vapor. Experimentos posteriores mostraron que ese era el caso si la ebullición ocurría a baja presión. Si la presión es elevada, la ebullición se vuelve estable y el reactor es controlable. Desde estas primeras demostraciones sobre la viabilidad de los reactores de agua en ebullición, el Reactor de Agua en Ebullición ha alcanzado un gran nivel de desarrollo ^[6].

Dentro de un Reactor de Agua en Ebullición el calor se obtiene de la reacción de fisión que se produce dentro del núcleo, este calor es recolectado por agua, la cual ya en vapor impulsa las turbinas que permiten la transformación a energía eléctrica. Este tipo de reactores son nombrados de ciclo directo debido a que el vapor formado en el núcleo es pasado directamente a las turbinas del sistema sin pasar por un proceso anterior.

2.2.1 Ciclo principal

La vasija del reactor contiene uranio ligeramente enriquecido con el isótopo U-235, el cual funciona como combustible que es bombardeado con neutrones para iniciar la reacción en cadena, el agua que circula a través del núcleo funciona como moderador permitiendo que la probabilidad de una fisión sea mayor. El uranio está contenido en pastillas de zircaloy

que a su vez se encuentran ordenadas en ensambles combustibles, configurando así la estructura del núcleo.

Sobre el núcleo del reactor se encuentran los separadores y secadores de vapor, estos tienen como fin el no permitir que el vapor que llega a las turbinas tenga humedad, provocando daños en las aspas de las turbinas. La línea de vapor principal se encuentra en la parte superior de la vasija, conectando a la vasija con las turbinas.

A la salida de las turbinas el vapor es guiado al condensador donde vuelve a su estado líquido y es enfriado. Las bombas de realimentación llevan el agua condensada de nuevo a la vasija del reactor comenzando de nuevo el proceso.

El reactor cuenta con un sistema de recirculación, el cual recircula el agua dentro de la vasija del reactor, este sistema cuenta con dos líneas cada una con una bomba de recirculación y dentro de la vasija una serie de componentes denominados bombas “jet” para forzar el agua a través de la vasija [6].

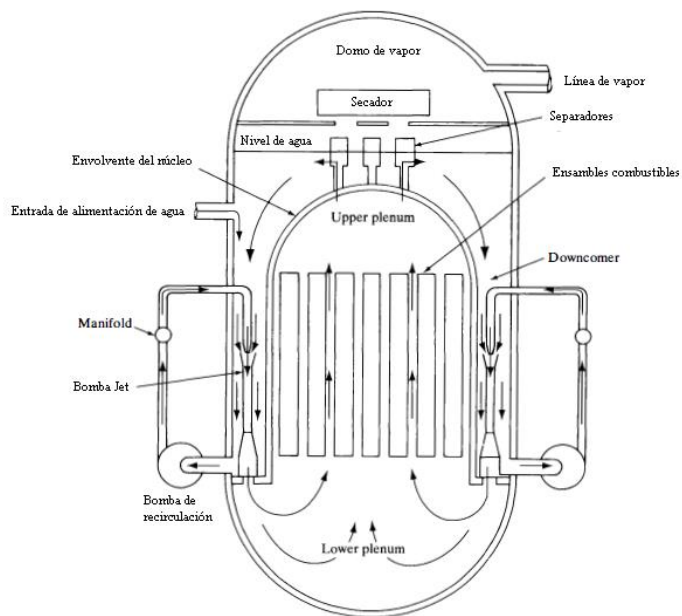


Figura 2.1: Sección transversal de un reactor de agua en ebullición [6].

2.2.2 Componentes externos

El Reactor de Agua en Ebullición cuenta con una alberca de supresión, conteniendo una gran cantidad de agua, usada para remover el calor generado dentro de la vasija en caso de que el refrigerante principal se pierda. También es usada para hacer pruebas de los sistemas de emergencia cuando estos sistemas se encuentran en modo de prueba.

Las barras de control penetran a la vasija por debajo permitiendo con controlar la potencia del reactor. Además, están listas para cuando una señal de SCRAM se activa para parar de forma casi instantánea la reacción en cadena que se está desarrollando en el núcleo del reactor.

Si durante el funcionamiento normal del reactor se presenta un accidente, es necesario remover el calor que genera el núcleo, para este proceso el reactor cuenta con diversos sistemas de emergencia que. Dependiendo de la presión a la que se encuentra la vasija y del sistema de emergencia, estos dotaran refrigerante desde la alberca de supresión o de los tanques de condensado.

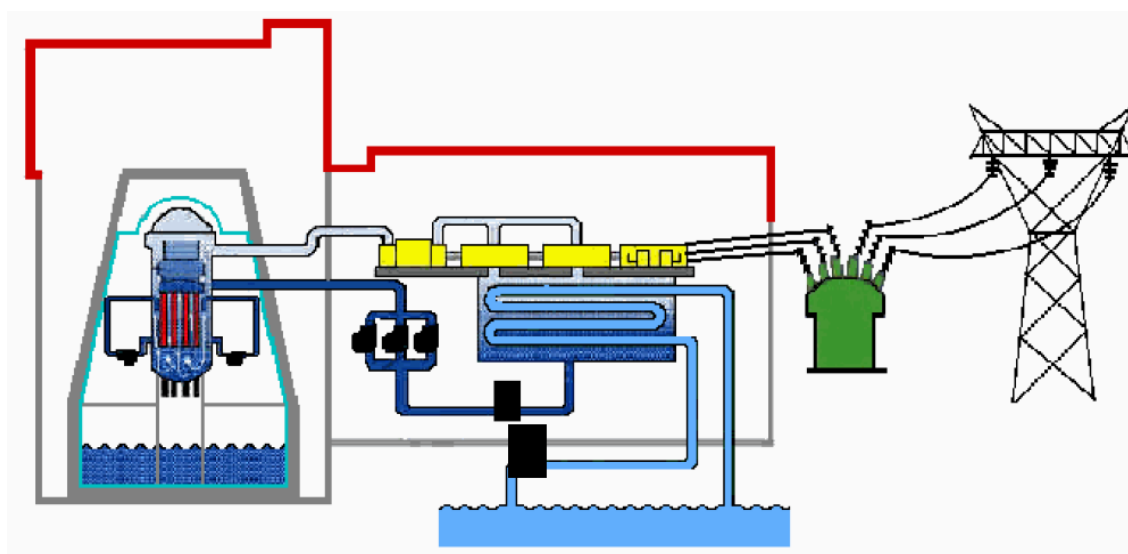


Figura 2.2: Reactor de Agua en Ebullición (BWR) y su ciclo principal ^[7].

2.2.3 Seguridad

Existen barreras de seguridad y sistemas de seguridad dentro de la planta, las barreras son inherentes en el funcionamiento del reactor mientras que los sistemas de emergencia son activados en caso de que ocurra un accidente en el cual se necesite remover el calor que genera el núcleo del reactor.

Barreras físicas.

Las barreras son elementos físicos dentro de la planta que no permiten la fuga de los productos de fisión. Estas barreras comienzan con las pastillas que contienen el uranio que funciona como combustible, la siguiente barrera son las barras de zircaloy que contienen las pastillas de combustible, la vasija del reactor es también una barrera física así como la contención primaria y la contención secundaria.

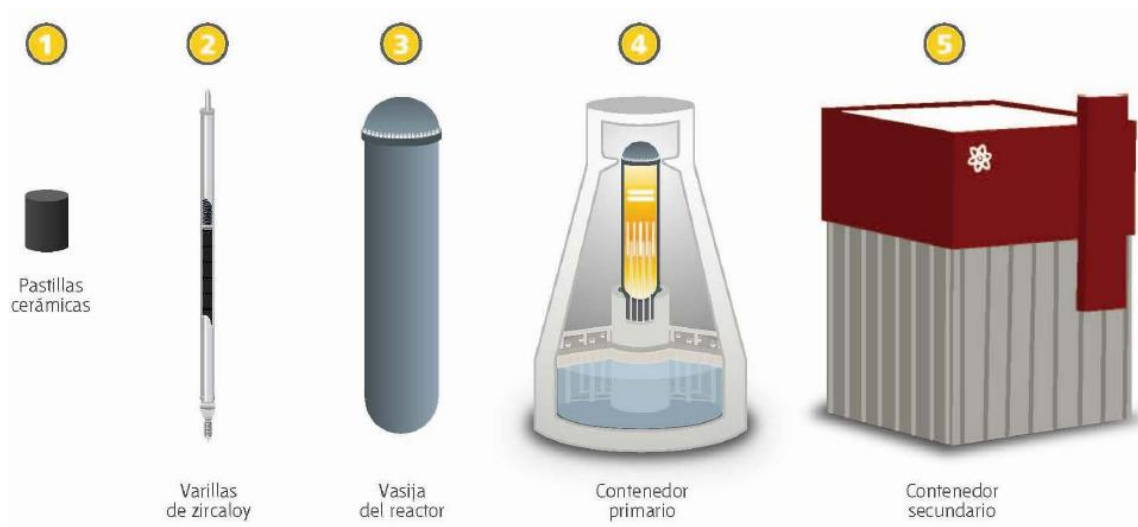


Figura 2.3: Barreras físicas de una central nuclear tipo BWR ^[7].

Sistemas de emergencia.

Los sistemas de emergencia dentro de una planta BWR son los Sistemas de Refrigeración de Emergencia, los cuales permiten la remoción de calor generado dentro del núcleo en caso de un accidente con pérdida de refrigerante. Estos sistemas de emergencia son diseñados pensando en el peor accidente posible dentro de una planta nuclear y su funcionamiento debe evitar el daño al núcleo.

2.3 Accidente con pérdida de refrigerante

En el diseño de las plantas nucleares es esencial que varios escenarios durante la operación de la planta sean analizados, basándose en las consecuencias de dichos escenarios es como son diseñados los sistemas permiten mitigar las consecuencias de cualquier escenario en operación.

Los escenarios de accidentes pueden ser divididos en accidentes base de diseño y accidentes severos. Para los accidentes base de diseño el criterio de mayor importancia para diseñar un sistema que mitigue sus consecuencias, es que las consecuencias radiológicas hacia el público deben ser las menores posibles.

Uno de los accidentes base de diseño que es considerado para los reactores que usan agua como refrigerante, es la pérdida de refrigerante debida a la ruptura de una tubería.

Para un Reactor de Agua en Ebullición el peor escenario para un accidente sería la ruptura total de la tubería que une la bomba de recirculación con la vasija del reactor.

La ruptura de la tubería es seguida por una despresurización de la vasija del reactor, descubrimiento del núcleo, las bombas de alimentación se detienen así como la succión de las bombas jet, el flujo de agua dentro del núcleo tiende a cero, el agua remanente pasa al

estado gaseoso y si en el núcleo no se ingresa refrigerante este se seca aumentando su temperatura y fundiendo el núcleo.

Cada planta nuclear tiene sistemas de emergencia para enfriamiento del núcleo, los cuales su principal propósito es hacer frente a un accidente con estas características. Es totalmente aceptado que para minimizar las consecuencias radiológicas hacia el público, la necesidad principal de un sistema de emergencia es prevenir el daño del combustible y posible fuga de material radiactivo del núcleo ^[6].

2.4 Sistema de refrigeración de emergencia (ECCS)

La temperatura en un reactor en operación de un punto a otro varía. Por características físicas y metalúrgicas de los ensambles combustibles existe una temperatura máxima a la cual los ensambles combustibles pueden ser llevados sin arriesgar la seguridad de la planta. Arriba de esta temperatura se corre el peligro que los ensambles combustibles se fundan, permitiendo la liberación de los productos de fisión.

Uno de los mayores objetivos en el diseño del sistema de refrigeración del reactor es permitir la extracción del calor producido, asegurando que la temperatura máxima de los ensambles combustibles siempre estará por debajo del límite máximo establecido.

Si el flujo del refrigerante se reduce o se pierde completamente, el sistema de parada de emergencia del reactor detiene la reacción en cadena que se efectúa dentro del núcleo. Aún después de apagado el reactor nuclear el combustible, debido al decaimiento de sus productos de fisión, seguirá emitiendo calor.

Cada reactor debe contar con Sistemas de Refrigeración de Emergencia (ECCS) que deben estar diseñados de acuerdo a un modelo evaluado y aceptado para actuar ante un número de

accidentes con pérdida de refrigerante de diferentes tamaños y ubicaciones, incluyendo el más severo accidente imaginado.

El objetivo de los Sistemas de Refrigeración de Emergencia (ECCS) es que, “después de cualquier accidente con pérdida de refrigerante, incluyendo el accidente base de diseño, el núcleo permanezca con una configuración geométrica que permita su enfriamiento para evitar o limitar la liberación de los productos de fisión”^[8].

Las funciones de los ECCS son:

- Proporcionar medios redundantes para remover el calor almacenado y de decaimiento generado en el núcleo del reactor después de cualquier rotura, incluyendo al accidente base de diseño.
- Mantener el inventario de agua en la vasija del reactor ante roturas pequeñas, las cuales no despresurizarán la vasija del reactor.
- Asegurar que la temperatura del encamisado de combustible permanezca por debajo de los 1204 °C, con el fin de limitar la oxidación de las mismas y así evitar su fragilización y fragmentación durante el enfriamiento.
- Proporcionar enfriamiento del núcleo a largo plazo para remover el calor de decaimiento (hasta que el combustible pueda ser removido de forma segura).

Dependiendo de la presión a la que comienzan su funcionamiento los ECCS se dividen en dos grupos:

- Alta presión. Sistema de Aspersión del Núcleo a Alta Presión (HPCS) y el Sistema de Despresurización Automática (ADS).
- Baja presión. Sistema de Aspersión del núcleo a Baja Presión (LPCS) y Sistema de Inyección de Agua a Baja Presión (LPCI).

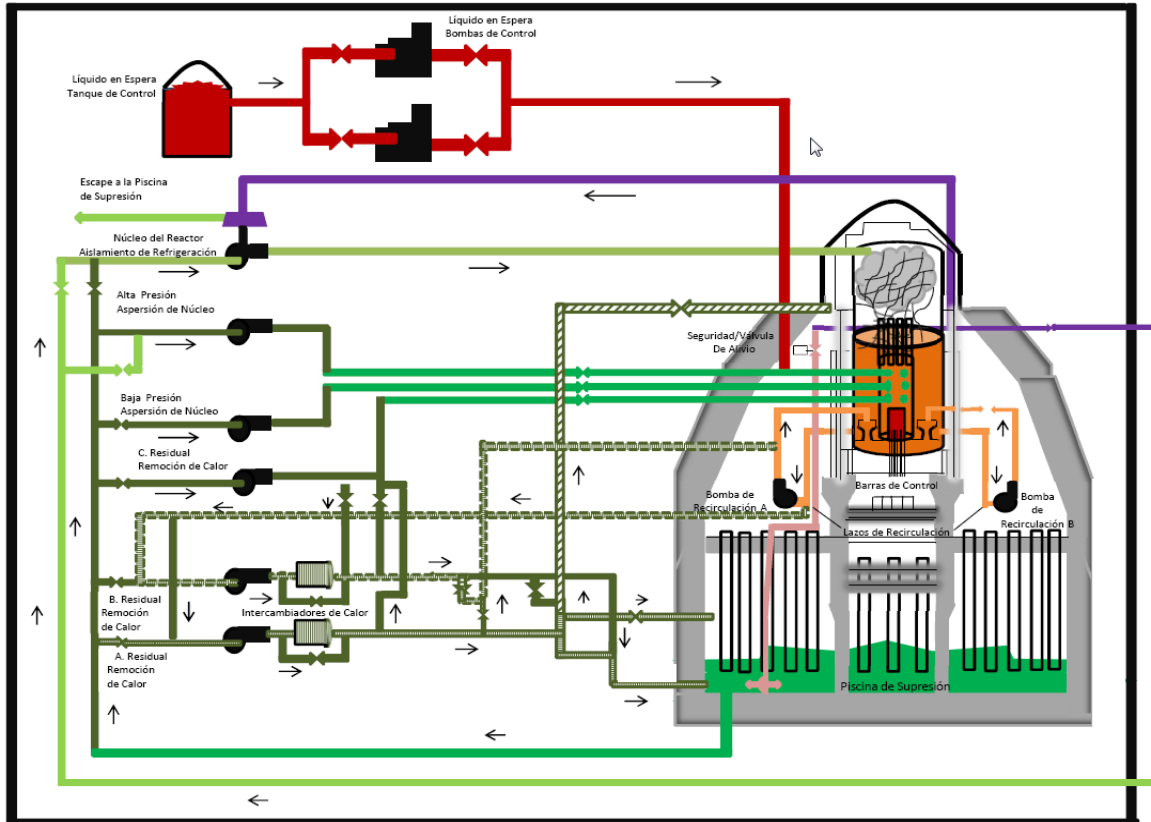


Figura 2.4: Sistemas de Refrigeración de Emergencia para un reactor tipo BWR.

Existen un conjunto de señales redundantes que permiten la entrada en funcionamiento de los ECCS, para que una falla no provoque o evite su iniciación. Los ECCS permiten que la acción del operador no sea necesaria durante un periodo de tiempo ante la pérdida de refrigerante, dándole al operador la posibilidad de valorar la situación y tomar decisiones.

2.4.1 Métodos de enfriamiento de los ECCS

Aspersión e inundación.

La aspersión es proporcionada por el HPCS y el LPCS. El agua se descarga a través de rociadores dentro de la envoltura del núcleo y encima de la placa superior del mismo.

Durante un accidente con pérdida de refrigerante a alta presión si el núcleo queda totalmente descubierto la temperatura del encamisado del combustible es muy alta, impidiendo que el rocío llegue hasta el núcleo, en este caso la transferencia de calor entre el refrigerante rociado y el núcleo se da por radiación.

Cuando la temperatura del encamisado disminuye el refrigerante puede llegar y humedecer el núcleo, dándose en este caso una transferencia de calor por convección entre el refrigerante rociado y el encamisado.

Inundación.

El LPCI cuenta con tres lazos (A/B/C) que permiten inyectar lateralmente dentro de la envolvente, por debajo de la placa superior del núcleo para inundarlo.

El enfriamiento se realiza por convección al estar en contacto directo el agua con los canales y el encamisado del combustible.

2.4.2 Señales de iniciación de los ECCS

Existen dos tipos de señales que disparan el funcionamiento de los sistemas de emergencia, cada una de las cuales es indicativa que existe la presencia de un accidente base de diseño.

Señal de nivel.

El punto de ajuste de la señal de iniciación por bajo nivel de agua (Nivel 2,-90.17 cm) está suficientemente bajo para permitir que el HPCS recobre el nivel si se tiene una rotura de tubería pequeña o pérdida de agua de alimentación, sin que se arranquen innecesariamente los ECCS de baja presión.

El punto de ajuste de la señal de nivel 1 (- 313.7 cm) está suficientemente alto para permitir que los LPCI re inunden el núcleo del reactor antes que el encamisado del combustible alcance los 1204°C (2200°F), después de un accidente base de diseño.

La señal de nivel 3 (31.75 cm) se utiliza como permisivo de actuación del ADS. Cuando existe señal de nivel 1 antes debió ocurrir el nivel 3, si no se tiene confirmada la señal de nivel 3, el ADS no despresurizará el reactor, suponiendo una señal espuria de nivel 1 ^[8].

Señal de presión.

El punto de ajuste de la señal de alta presión en el pozo seco está suficientemente alto para evitar una iniciación inadvertida de los ECCS debida a fluctuaciones de presión dentro del pozo seco, pero suficientemente bajo para asegurar el enfriamiento de emergencia lo prácticamente más pronto posible. La alta presión del pozo seco es señal de iniciación para todos los ECCS ^[8].

2.5 Sistema de Aspersión a Baja Presión

Forma parte de los Sistemas de Refrigeración de Emergencia (ECCS), su objetivo es el enfriamiento del núcleo del reactor a baja presión ante un accidente con pérdida de refrigerante, sin importar la actuación de cualquier otro sistema de refrigeración.

Ante un accidente con una pérdida pequeña de refrigerante trabaja conjuntamente con el Sistema de Despresurización Automática (ADS) para lograr el enfriamiento del núcleo. Consta de un lazo principal de circulación en funcionamiento normal, un lazo secundario que permite realizar la prueba de flujo del sistema y la fuente de donde toma el agua es la alberca de supresión.

El Sistema de Aspersión a Baja Presión inyecta agua en forma de rocío en el núcleo del reactor a través de un anillo distribuidor que se encuentra en la parte superior de la envolvente del núcleo. Tienen una alimentación alternativa desde el lazo “A” del RHR en caso de que el agua de la alberca de supresión no se encuentre disponible o para la prueba de flujo del sistema ^[9].

2.5.1 Lógica de Iniciación y Generalidades del Sistema

El sistema cuenta con una lógica de iniciación del tipo “uno de dos, dos veces”, las señales de iniciación del LPCS son:

- Dos señales de bajo nivel de agua en la vasija del reactor (Nivel 1, -3.137 m).
- Dos señales de alta presión en el pozo seco (11.57 kPa).
- Una combinación de las anteriores.

También es posible iniciarlo manualmente mediante un botón encontrado en el cuarto de control.

2.5.2 Componentes Principales del LPCS

Filtro de succión.

El sistema succiona agua desde la alberca de supresión, a la entrada del sistema se encuentra el filtro de succión que está formado por una malla metálica que no permite el paso de partículas mayores a 0.003 m, evitándose que los difusores del anillo de rocío se obstruyan.

Válvula de succión.

Es la válvula por la cual la bomba principal succiona desde la alberca de supresión, normalmente se encuentra abierta, excepto cuando se realiza la prueba de flujo máximo del sistema. Si se cierra esta válvula el sistema queda fuera de servicio.

Bomba de llenado.

La bomba de llenado mantiene la tubería de descarga de la bomba principal llena de agua y a una presión. Si la tubería de descarga se encuentra llena en el momento de una señal de iniciación del sistema, el tiempo de respuesta para inyectar agua al núcleo del reactor será el menor posible, evitándose también un posible golpe de ariete cuando la bomba principal del sistema es arrancada.

Bomba principal.

Está situada a un nivel más bajo que el nivel mínimo que puede alcanzar el agua en la alberca de supresión con el fin de tener en todo momento una altura neta de succión positiva. Suministra flujo a todo el sistema.

Tubería de flujo mínimo.

Conectada a la alberca de supresión protege a la bomba principal de daños por sobrecalentamiento en condiciones de bajo flujo.

Tubería de prueba a la alberca de supresión.

Esta línea se utiliza para la prueba funcional del sistema, recirculando agua desde y hacia la alberca de supresión.

Válvula de prueba.

Esta válvula estará abierta en el momento que el sistema se encuentre en el modo de operación de prueba.

Tubería de descarga de la bomba principal.

Es la línea principal del sistema, está conectada al anillo de rocío en la parte superior de la vasija del reactor.

Válvula de inyección de agua a la vasija.

Al momento de existir alguna de las órdenes de apertura del sistema esta válvula recibe la orden de apertura automática permitiendo el paso del flujo de la línea principal hacia la vasija del reactor.

Si esta válvula recibe orden de apertura permanecerá así hasta el momento que el operador la cierre manualmente cuando las condiciones de operación lo permitan.

Válvula check con dispositivo de prueba.

Está situada lo más cerca posible de la vasija del reactor, ya que tiene por misión evitar que, ante una rotura en la tubería principal, dé lugar a una pérdida de refrigerante fuera del pozo seco.

Anillo distribuidor.

Se encuentra dentro de la vasija del reactor y es donde se forma el rocío que caerá sobre el núcleo.

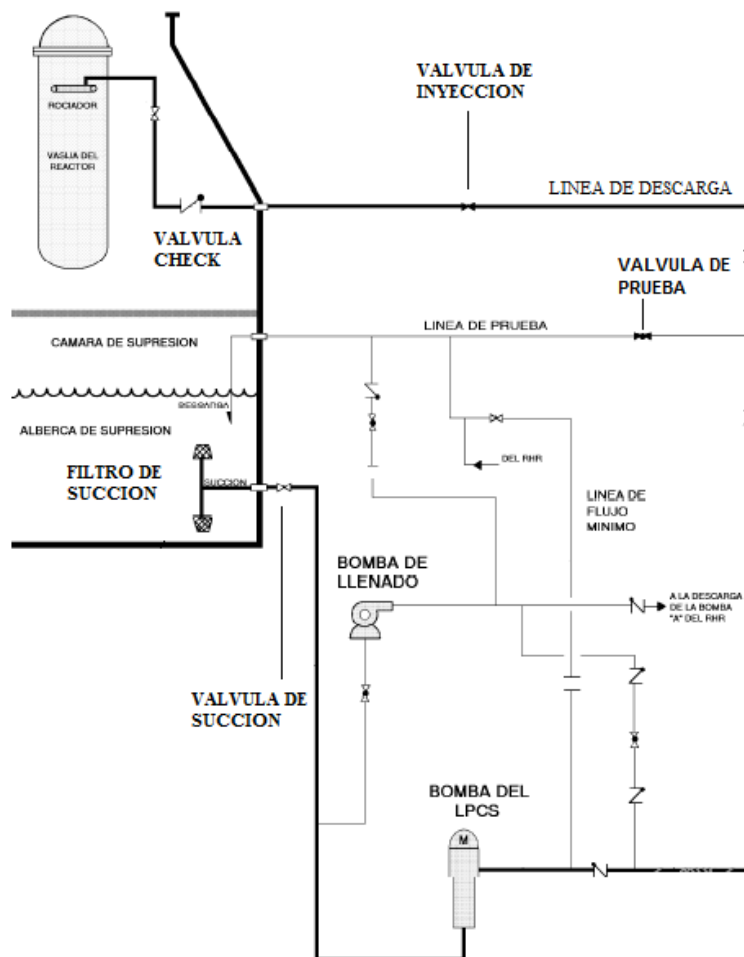


Figura 2.5: Principales componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión ^[9].

2.5.3 Modos de Operación del LPCS

El Sistema de Aspersión a Baja Presión puede actuar en 4 diferentes modos de operación, dependiendo de las condiciones del reactor o de lo que realice el operador ^[9].

Modo de operación en reserva

Es el modo en el cual se encuentra el sistema durante la operación normal de la Central.

En este modo la bomba de llenado estará en funcionamiento para mantener la tubería de descarga del sistema presurizada y llena, las válvulas de inyección, de prueba y de flujo mínimo estarán cerradas.

Modo de operación en prueba

Es el modo utilizado para hacer pruebas de funcionamiento sobre el sistema. Se pueden hacer pruebas de flujo desde y a la alberca de supresión o pruebas de inyección.

Para la prueba de flujo las bombas y válvulas son controladas por el operador desde el Cuarto de Control, la bomba principal entra en funcionamiento, la válvula de prueba de flujo se abre para que la descarga a la alberca de supresión sea posible y la válvula de flujo mínimo estará en operación.

La prueba de inyección solamente es utilizada cuando el reactor se encuentra parado, debido a que el agua de prueba tiene que tener la misma pureza que la del agua del reactor. Durante la prueba de inyección la válvula de succión desde la alberca de supresión se encuentra cerrada, la succión se efectúa desde el lazo “A” del RHR, la válvula de flujo mínimo se encuentra en funcionamiento, la bomba principal es arrancada y la válvula de inyección es activada manualmente desde el cuarto de control.

Modo de operación en iniciación automática

Este modo entra en funcionamiento al producirse una señal de iniciación automática por alta presión en el pozo seco o bajo nivel del agua en la vasija. Este modo de operación tiene dos posibilidades, cuando se cuenta con energía normal disponible y cuando no se cuenta con energía normal disponible.

En el modo de operación en iniciación automática con energía normal disponible la válvula de succión a la alberca de supresión se encuentra abierta permitiendo el flujo de agua, la bomba principal arranca automáticamente, la válvula de inyección recibe señal de apertura automática y el ventilador-enfriador entra en funcionamiento para enfriar a la bomba principal.

Ante una iniciación automática sin energía normal disponible el generador diesel se arranca para suministrar la energía necesaria para el funcionamiento del sistema. Desde el momento en que se da la señal de iniciación del sistema, coincidiendo con la pérdida de energía externa, transcurrirán 13 segundos antes de que la bomba principal del sistema pueda arrancar dando tiempo a que el generador diesel arranque y esté a tensión nominal. Los elementos del sistema se comportan de la misma forma a una iniciación automática con energía normal disponible.

Modo de operación en iniciación manual

En este modo el operador deberá accionar el sistema desde el cuarto de control de la central con lo que se activan los relevadores de iniciación automática del sistema.

Al igual que el modo de operación en iniciación automática se toman en cuenta los casos cuando se cuenta con energía normal disponible y cuando no se cuenta con energía normal disponible, siguiendo el mismo procedimiento que el modo de operación en iniciación automática.

2.6 RELAP/SCDAP

El código RELAP/SCDAP se utilizó para obtener la mejor estimación de la simulación de transitorios de los sistemas de refrigeración de un Reactor de Agua Ligera durante un accidente severo. El código modela el comportamiento conjunto de sistemas de refrigeración del reactor, el núcleo, los productos de fisión liberados durante un accidente severo, pérdida de potencia externa, pérdida de agua de refrigeración y pérdida de flujo de refrigerante. Permite que un sistema sea modelado tan detalladamente como sea necesario. Sistemas de control y componentes de sistemas secundarios son incluidos para permitir el modelado del control de una planta.

El núcleo de la simulación es la solución numérica de las ecuaciones de conservación de la masa, el momento y la energía del flujo bifásico agua-vapor que atraviesa por conductos y tuberías. Para ello utiliza el modelo de flujos separados, plantea las 3 ecuaciones de conservación para cada una de las fases. RELAP también incorpora modelos de transferencia de calor entre el fluido y los materiales, bombas, válvulas, flujo ahogado, cambios de área y un modelo de cinética puntual que permite evaluar la potencia generada en el reactor.

La simulación en RELAP se basa en la construcción de elementos básicos “volúmenes” conectados entre sí por “juntas” o uniones, mediante los cuales es posible obtener el comportamiento de un fluido que interacciona con ellos. Es posible crear simulaciones más complejas añadiendo componentes especiales como bombas, válvulas, separadores, acumuladores, estructuras de calor, etc.

El código permite la creación de bloques de control utilizando operadores matemáticos que asemejan la instrumentación de la planta. Estos bloques permiten utilizar las variables

termohidráulicas obtenidas antes o durante la simulación como señales para equipos activos como el caudal de una bomba ^[10].

Capítulo 3

Metodología

3.1 Método general de resolución del problema

El proceso de modelado y codificación del Sistema de Aspersión a Baja Presión estuvo dividido por etapas, estas etapas fueron escogidas debido a las características del sistema y los elementos ajenos a él que tienen inferencia dentro de su comportamiento, tal es el caso de la vasija del reactor.

Varias de las etapas dependen de los resultados obtenidos en la etapa anterior, siendo por esto mismo importante que, al término de cada una de las etapas, se hiciera una fase de pruebas del código para saber si era posible proceder a la siguiente etapa o se debía revisar el modelo.

Cabe indicar que los modelos de cada una de las etapas y en general de toda la simulación, no cuentan con la capacidad de representar y analizar el cambio de temperatura dentro de la vasija del reactor por consecuencia de la pérdida de refrigerante, esto debido a que se tomará como parámetro de importancia el cambio de inventario de agua dentro de la vasija del reactor.

Las etapas en las que se dividió el modelo son:

- Etapa 1. Modelo base.
- Etapa 2. Modelo con presencia de accidente base de diseño.
- Etapa 3. Modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión.
- Etapa 4. Modelo general.

3.1.1 Etapas 1-3

Selección del sistema.

Se determina qué componentes físicos serán el objeto de análisis, pueden ser parte del Sistema de Aspersión a Baja Presión o externos a él, dependiendo de la etapa en la que se encuentre.

En esta etapa se describe el comportamiento del componente físico analizado para reconocer la variable de interés para el modelo.

Creación de diagrama de bloques.

A partir del sistema seleccionado se crea un diagrama de bloques que representa las características principales del sistema, se determinan los bloques que pertenecen al sistema y la interacción que tienen con otros bloques, es decir, las entradas y salidas que cada uno de ellos posee.

Dentro del mismo diagrama de bloques se señala el flujo que tiene el refrigerante. El diagrama de bloques permite obtener el mínimo número de componentes necesarios para representar al sistema sin perder ninguna característica importante.

La forma en cómo se presenta el sistema dentro del diagrama de bloques no es necesariamente el modelo que se codificará, solamente es un paso intermedio entre el sistema físico y el modelo a codificar.

Representación pictográfica del modelo del sistema.

Tomando en consideración las características del código RELAP y las características del sistema, se presenta un modelo pictográfico con los elementos necesarios para poder codificar el sistema.

Si es posible se puede tomar el modelo obtenido en la etapa anterior y con base en el diagrama de bloques agregar elementos que complementan la funcionalidad del modelo, evitando crear redundancia en comportamiento de cualquier elemento.

En la representación pictográfica a los componentes del modelo se les asigna un número de identificación, la descripción de su comportamiento esperado y el papel que juega dentro del modelo. El número de identificación servirá para localizar posteriormente a cada componente dentro del código.

Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código.

A partir del modelo pictográfico, a cada uno de los bloques se le asigna un tipo de elemento ya definido dentro del código RELAP, la asignación de este tipo de elemento es hecha usando como parámetros las características del componente y principalmente el comportamiento que este tiene dentro del modelo. Se debe cuidar que las interacciones entre componentes sean respetadas por el tipo de elemento seleccionado y las uniones que tiene con otros elementos.

Dependiendo del tipo de elemento que haya sido asignado en ocasiones es necesario obtener algunas características físicas para su introducción dentro del código, estas pueden ser temperatura, medidas, orientación, número de Reynolds, etc.

3.1.2 Etapa 4

Diagrama general.

Para obtener un diagrama general o total se unen los modelos realizados en etapas anteriores, esto permite identificar todas las variables de interés en un mismo modelo. La

posterior codificación del modelo obtenido dará como resultado la simulación planteada como objetivo del presente trabajo.

Codificación del modelo.

Ya definido el tipo de elemento y sus características para todos y cada uno de los componentes del modelo, es posible representarlos dentro del código RELAP, para ello se utiliza el código de las tarjetas correspondientes a cada tipo de elemento y las características físicas solicitadas por cada tarjeta.

Se codificará el tipo de elemento, sus características y la interacción que tiene con otros elementos para así obtener un comportamiento conjunto del modelo. Algunos componentes necesitan ser representados en el código por diversas tarjetas.

Pruebas del código.

Una vez codificados todos los elementos del sistema se hará una corrida del código para reconocer el comportamiento del modelo.

Debido a que el modelado del Sistema de Aspersión a Baja Presión fue dividido en etapas, este paso fue introducido para saber si la etapa codificada arroja resultados cercanos a la realidad y así poder seguir a la siguiente etapa.

3.2 Modelo base

Para obtener el comportamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión es necesario contar con un modelo de la vasija del reactor que permita conocer el inventario de

refrigerante dentro del núcleo, del cambio de inventario de refrigerante dependerá la respuesta del modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

Se considera al modelo de la vasija del reactor como un modelo base debido a que la funcionalidad del Sistema de Aspersión a Baja Presión necesita obligatoriamente la presencia de la vasija del reactor para presentar cualquier comportamiento, si la vasija del reactor no está presente entonces el sistema no tiene un lugar donde descargar el refrigerante que bombea en forma de rocío.

3.2.1 Selección del sistema

Como se comentó anteriormente es importante conocer el inventario de refrigerante dentro de la vasija del reactor, para así, saber en qué momento entrará en acción el Sistema de Aspersión a Baja Presión.

El sistema a modelar será entonces la vasija del reactor, siendo el parámetro de importancia el inventario de refrigerante dentro de ella.

Dentro de la vasija del reactor es donde se presenta todo el proceso de transferencia de calor entre los ensambles combustibles y el refrigerante, el comportamiento que influye dentro de esta simulación es el flujo de dicho refrigerante a través de la vasija. El refrigerante entra en forma líquida y, dentro de la vasija, pasa a un estado gaseoso, saliendo de ella en forma de vapor. Se debe tener cuidado en verificar que el volumen de refrigerante que ingresa a la vasija debe ser el mismo que la abandona.

3.2.2 Creación del diagrama de bloques

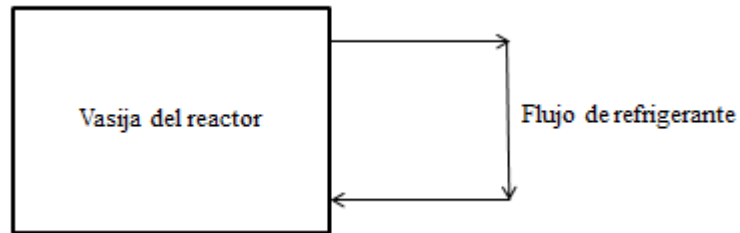


Figura 3.1: Diagrama de bloques de la vasija del reactor.

La figura 3.1 muestra que la vasija del reactor puede ser visualizada como un solo componente que tiene una entrada y una salida de refrigerante

La vasija del reactor obtiene el refrigerante después de haber pasado por las turbinas y los condensadores y lo expulsa a través de las líneas de vapor que van conectadas a las turbinas. El proceso que tiene el refrigerante fuera de la vasija del reactor no es de importancia para el actual análisis, por lo cual solo se considerará su entrada y salida, como lo muestra el diagrama de bloques.

3.2.3 Representación pictográfica del modelo del sistema.

En el diagrama de bloques del sistema se observa que el bloque de la vasija del reactor funciona como una fuente y un sumidero, es decir, funge como fuente pues de este bloque sale el flujo de refrigerante y a su vez funge como sumidero pues el mismo flujo de refrigerante regresa al bloque.

Debido a las características del código RELAP no es posible considerar que un componente tenga la función de fuente y sumidero a la vez, es por esto que dentro de los modelos mostrados ninguno contará con un componente con dicha cualidad.

Para evitar este comportamiento, el modelo de la vasija del reactor contará entonces con dos bloques extra, estos bloques serán los encargados de suministrar el flujo de vapor a través del bloque de la vasija del reactor, dejándole solamente a este la funcionalidad de contenedor del inventario de refrigerante. Estos dos bloques extra serán un bloque fuente y un bloque sumidero,

Con los dos bloques anexados el flujo de refrigerante del modelo que da de la siguiente forma; el refrigerante sale del bloque fuente hacia el bloque de la vasija y de este sale hacia el bloque sumidero. La simulación debe de cuidar que la cantidad de refrigerante que es ingresada por parte del bloque fuente sea la misma que es enviada hacia el bloque sumidero.

Debido a las características de la alberca de supresión dentro de un reactor de agua en ebullición es posible que esta proporcione flujo de refrigerante a la vasija del reactor, por ello el bloque fuente se considerará como la alberca de supresión, este componente es parte también del Sistema de Aspersión a Baja Presión por lo cual su adición al modelo base resulta una buena técnica.

La figura 3.2 muestra los componentes del modelo base. La orientación y posición no es la que se codificará, pero muestra la secuencia en la que se encontrará cada uno de ellos.

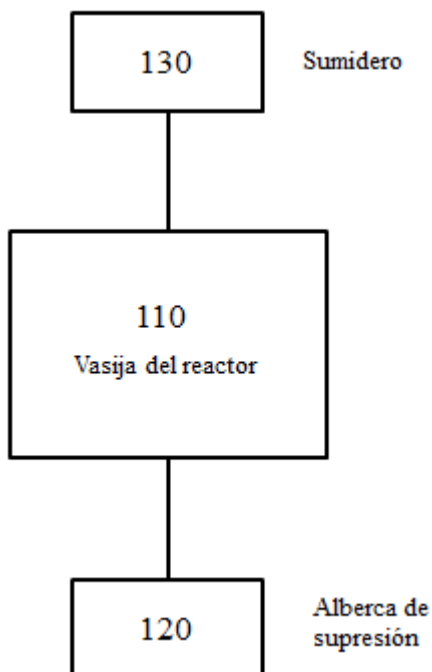


Figura 3.2: Diagrama del modelo base.

3.2.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código ^[10].

Tabla 3.1: Componente 120 y su descripción.

Componente	Alberca de supresión (fuente)
Comportamiento	Elemento que suministra flujo de refrigerante durante todo el tiempo que dure la simulación.
Tipo de elemento seleccionado	Volumen dependiente del tiempo (tmdpvol)
Número identificador	120
Nombre corto	alberca
Datos físicos	P = 65 [psi], T = 100 [°F]

Tabla 3.2: Componente 110 y su descripción.

Componente	Vasija del reactor
Comportamiento	Elemento que cuenta con un flujo de entrada y un flujo de salida, su función principal es proporcionar el inventario de refrigerante.
Tipo de elemento seleccionado	Volumen simple (snglvol)
Número identificador	110
Nombre corto	vasija
Datos físicos	P = 65 [psi], T = 100 [°F]

Tabla 3.3: Componente 130 y su descripción.

Componente	Sumidero
Comportamiento	Elemento que recibe el flujo de refrigerante durante la simulación.
Tipo de elemento seleccionado	Volumen simple (snglvol)
Número identificador	130
Nombre corto	sum
Datos físicos	P = 65 [psi], T = 100 [°F]

3.3 Modelo con presencia de accidente base de diseño

La presencia de un accidente base de diseño es debida a la ruptura de una tubería de la línea de vapor dentro del ciclo del reactor, sin importar el tamaño de la ruptura la consecuente pérdida de refrigerante dentro de la vasija del reactor da una señal de entrada para los sistemas de emergencia con los que se cuenta.

Para que la simulación del sistema pueda contar con una capacidad de análisis ante la presencia de un accidente base de diseño, es necesario dotar al modelo base con un componente que represente la pérdida de inventario de agua dentro de la vasija del reactor.

3.3.1 Selección del sistema.

El comportamiento de interés es la pérdida de refrigerante dentro de la vasija, por lo cual el sistema a analizar seguirá siendo la vasija del reactor. En el modelo anterior se le asignó a la vasija del reactor el comportamiento de recibir un flujo de entrada y salida de refrigerante, este comportamiento no puede ser alterado pues es parte del modelo base.

3.3.2 Creación del diagrama de bloques.

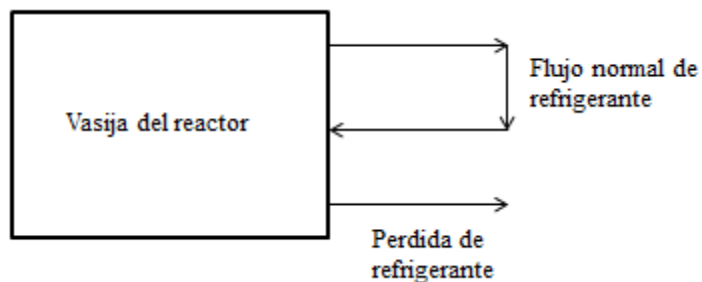


Figura 3.3: Diagrama de bloques ante la presencia de un accidente base de diseño.

Debido a que en la presente tesis no se considera el proceso que tiene el refrigerante fuera de la vasija del reactor, no existe una línea de vapor que contenga una tubería en la cual se pueda presentar una ruptura. Es por ello que en la figura 3.3 la pérdida de refrigerante solo se presenta como una salida de refrigerante del bloque de la vasija del reactor.

3.3.3 Representación pictográfica del modelo del sistema.

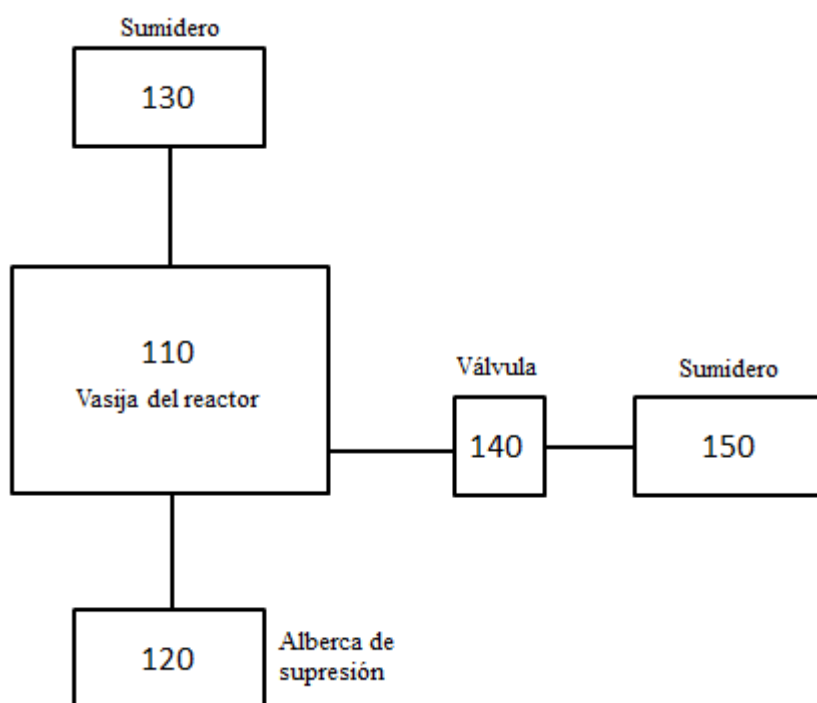


Figura 3.4: Diagrama del modelo con la presencia de un accidente base de diseño.

La pérdida de refrigerante dentro de una central nuclear es reconocida por la pérdida de presión y/o de inventario dentro de la vasija del reactor. El refrigerante perdido se suelta en los alrededores de la ruptura. Dentro del código RELAP no es posible dejar libre un flujo de refrigerante, todo flujo debe estar destinado hacia algún componente.

La figura 3.4 muestra que la ruptura de una tubería será asimilada como la apertura de una válvula, que dejara escapar el refrigerante que se encuentra dentro de la vasija del reactor. Este nuevo flujo de salida estará conectado a otro componente que fungirá como un sumidero, desde el tiempo que la válvula de “ruptura” sea abierta hasta el final de la simulación este componente recibirá el refrigerante.

Durante un accidente base de diseño el flujo de refrigerante en el ciclo del reactor disminuye o se vuelve cero dependiendo del tamaño de la ruptura en la tubería, es por ello que al modelo se le debe agregar un elemento que permita asemejar esa pérdida parcial o total de flujo de refrigerante en el ciclo principal.

El diagrama de bloques se mantiene de la misma forma, pues siguen existiendo, un flujo de refrigerante dentro del ciclo principal y un flujo de salida debido a la presencia de la ruptura de la tubería.

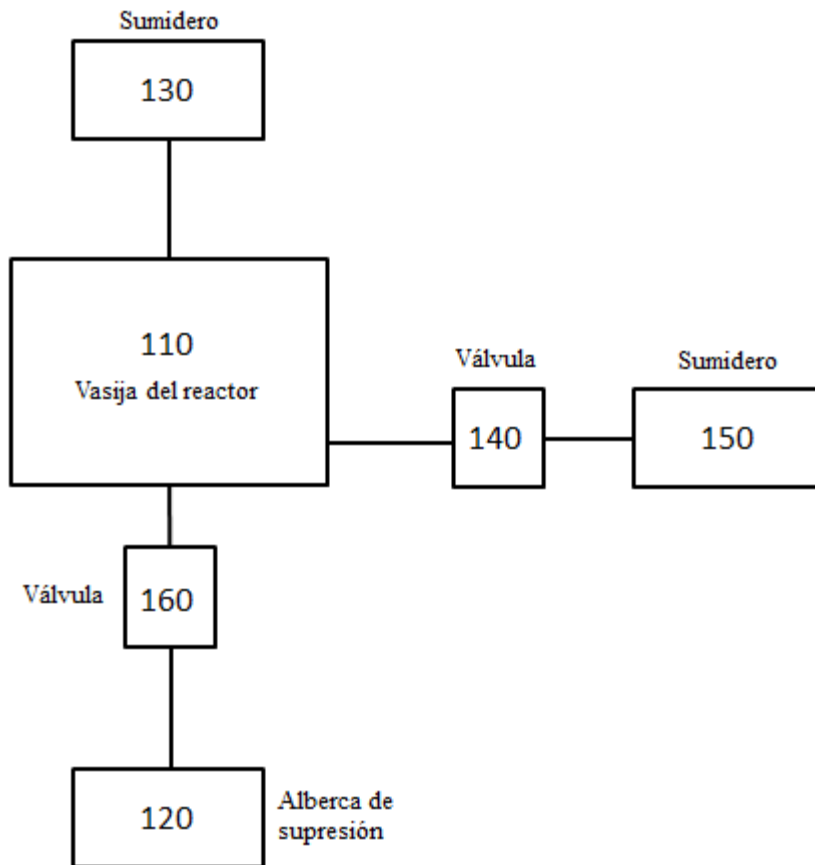


Figura 3.5: Diagrama del modelo con la presencia de un accidente base de diseño y disminución de flujo en el ciclo principal.

En la figura 3.5 se observa que el elemento 160 se comportará como una válvula, la cual cuando se presente el accidente base de diseño puede llevar a cero el flujo de refrigerante del ciclo del reactor.

3.3.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código ^[10].

Al modelo base se le agregan tres nuevos componentes que dan al modelo la habilidad de simular una rotura en una tubería de la línea de vapor, para cada uno de estos nuevos

componentes se debe elegir el tipo de elemento que serán dentro del código y las características físicas que necesitan para ser descritos.

Tabla 3.4: Componente 140 y su descripción.

Componente	Válvula
Comportamiento	Válvula de ruptura
Tipo de elemento seleccionado	Válvula motorizada (mtrv1v)
Número identificador	140
Nombre corto	vloca
Señal de disparo	Tiempo definido

Tabla 3.5: Componente 150 y su descripción.

Componente	Sumidero
Comportamiento	Elemento que recibe el flujo de salida debido a una ruptura
Tipo de elemento seleccionado	Volumen simple (snglvol)
Número identificador	150
Nombre corto	sum2
Datos físicos	P = 65 [psi], T = 100 [°F]

Tabla 3.6: Componente 160 y su descripción.

Componente	Válvula
Comportamiento	Llevará a cero el flujo de refrigerante dentro de la vasija

Tipo de elemento seleccionado	Válvula motorizada (mtrvly)
Número identificador	160
Nombre corto	vcier
Señal de disparo	Tiempo definido

3.4 Modelo del sistema de Aspersión a Baja Presión

3.4.1 Selección del sistema.

El Sistema de Aspersión a Baja Presión cuenta con diversos componentes, pero su función conjunta es el ingreso de refrigerante en forma de rocío en la vasija del reactor. Entonces se tomará como sistema al Sistema de Aspersión a Baja Presión y el comportamiento de interés será el ingreso de refrigerante a la vasija del reactor.

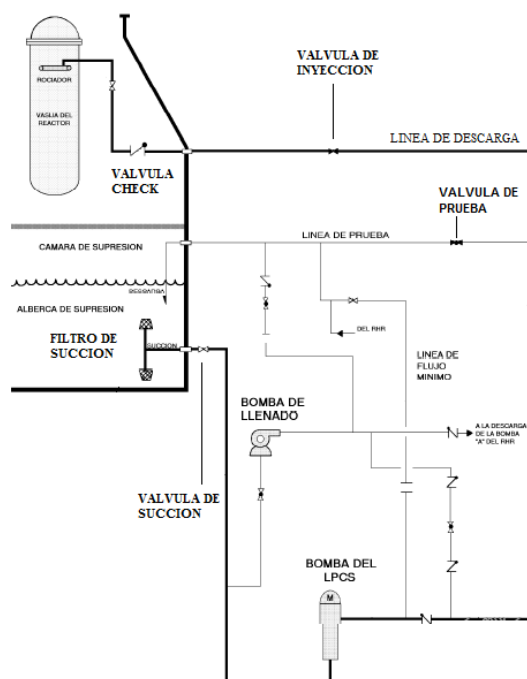


Figura 3.6: Principales componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión [9].

3.4.2 Creación del diagrama de bloques.

En primera instancia se crea un diagrama de bloques que indique la interacción del Sistema de Aspersión a Baja Presión con los elementos a su alrededor, esto para saber si el sistema en estudio ocupa elementos que ya fueron considerados en etapas anteriores del modelo.

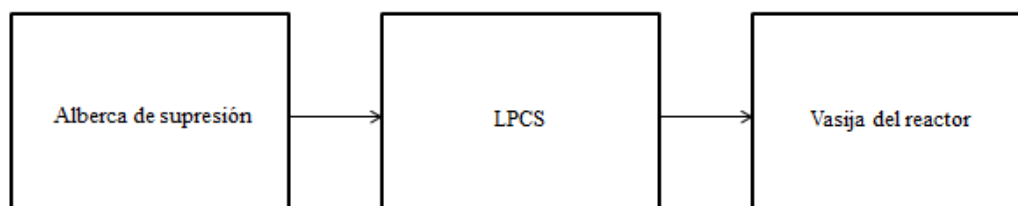


Figura 3.7: Diagrama de bloques para el Sistema de Aspersión a Baja Presión.

La figura 3.7 muestra que el Sistema de Aspersión a Baja Presión recibe el refrigerante para su función principal de la alberca de supresión, a su vez, este refrigerante es ingresado a la vasija del reactor. Estos dos componentes, la alberca de supresión y la vasija del reactor, ya fueron considerados e ingresados al modelo en etapas anteriores, por lo cual solo se ingresarán al modelo los elementos que complementen la funcionalidad del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

El primer modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión contará con el menor número de componentes que permitan simular el comportamiento principal del sistema sin perder ningún valor de interés, tomando como función esencial el ingresar refrigerante al núcleo del reactor en caso de pérdida de inventario.

El funcionamiento de interés en el presente trabajo es ante la presencia de un accidente base de diseño, es posible entonces omitir para un primer modelo la línea de prueba, la línea de flujo mínimo del sistema y la bomba de llenado que se pueden observar en la figura 3.6. De

esta forma el sistema queda reducido a solamente la línea principal, la cual va conectada desde la alberca de supresión hasta la vasija del reactor. Esta simplificación se puede observar en la figura 3.8

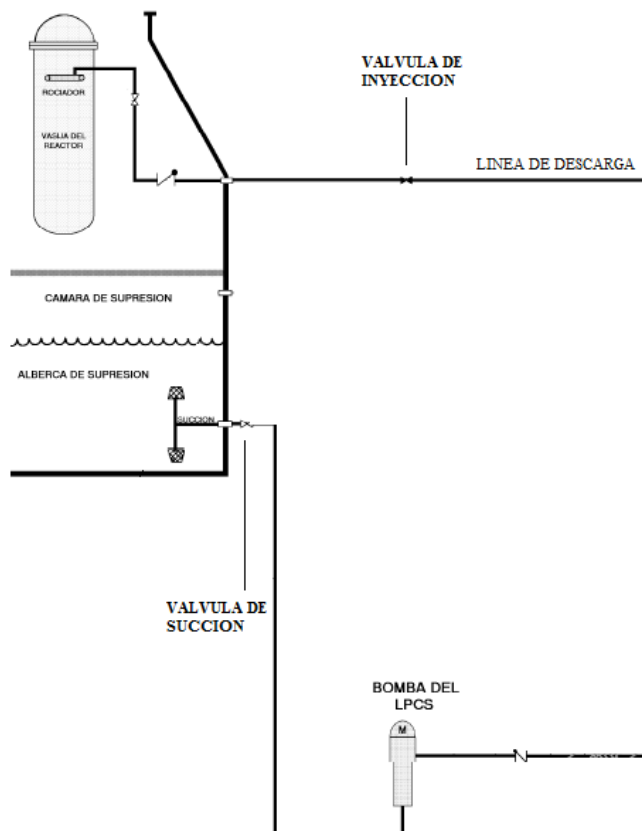


Figura 3.8: Simplificación del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

El diagrama de bloques para el sistema simplificado sin considerar la alberca de supresión y la vasija del reactor se puede observar en la figura 3.9

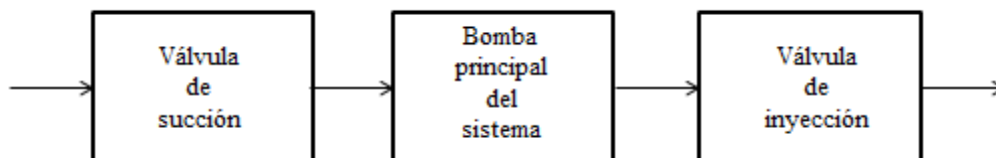


Figura 3.9: Diagrama de bloques del Sistema de Aspersión a Baja Presión simplificado.

3.4.3 Representación pictográfica del modelo del sistema.

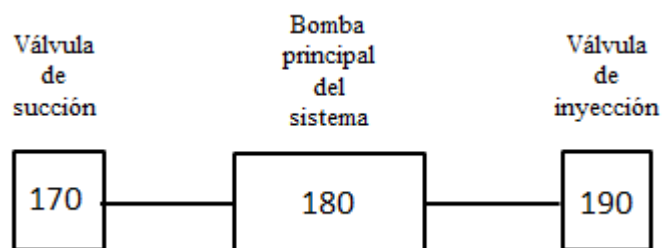


Figura 3.10: Diagrama de los componentes del Sistema de Aspersión a Baja Presión simplificado.

En la figura 3.10 la válvula de succión es la que indicara en que momento el flujo de refrigerante desde la alberca de supresión entrara al sistema, la bomba principal le dará la potencia necesaria al refrigerante para ingresar a la vasija del reactor y la válvula de inyección es la última barrera que permitirá la entrada del refrigerante a la vasija.

3.4.4 Determinación del tipo de elemento y sus características para ingresar en el código ^[10].

Tabla 3.7: Componente 170 y su descripción.

Componente	Válvula
Comportamiento	Válvula de succión
Tipo de elemento seleccionado	Válvula motorizada (mtrvlv)
Número identificador	170
Nombre corto	vsucc
Señal de disparo	Nivel bajo de inventario de refrigerante dentro de la vasija

Tabla 3.8: Componente 180 y su descripción.

Componente	Bomba principal del sistema
Comportamiento	Bombea el refrigerante desde la alberca de supresión hasta la vasija
Tipo de elemento seleccionado	Bomba (pump)
Número identificador	180
Nombre corto	bomba

Tabla 3.9: Componente 190 y su descripción.

Componente	Válvula
Comportamiento	Válvula de inyección
Tipo de elemento seleccionado	Válvula motorizada (mtrv1v)
Número identificador	190
Nombre corto	viny
Señal de disparo	Nivel bajo de inventario de refrigerante dentro de la vasija

3.5 Modelo general

3.5.1 Diagrama general

Uniendo el modelo base de la vasija del reactor con presencia de un accidente base de diseño (figura 3.5) y el modelo simplificado del Sistema de Aspersión a Baja Presión (figura 3.10) se obtiene el modelo general para la simulación (figura 3.11).

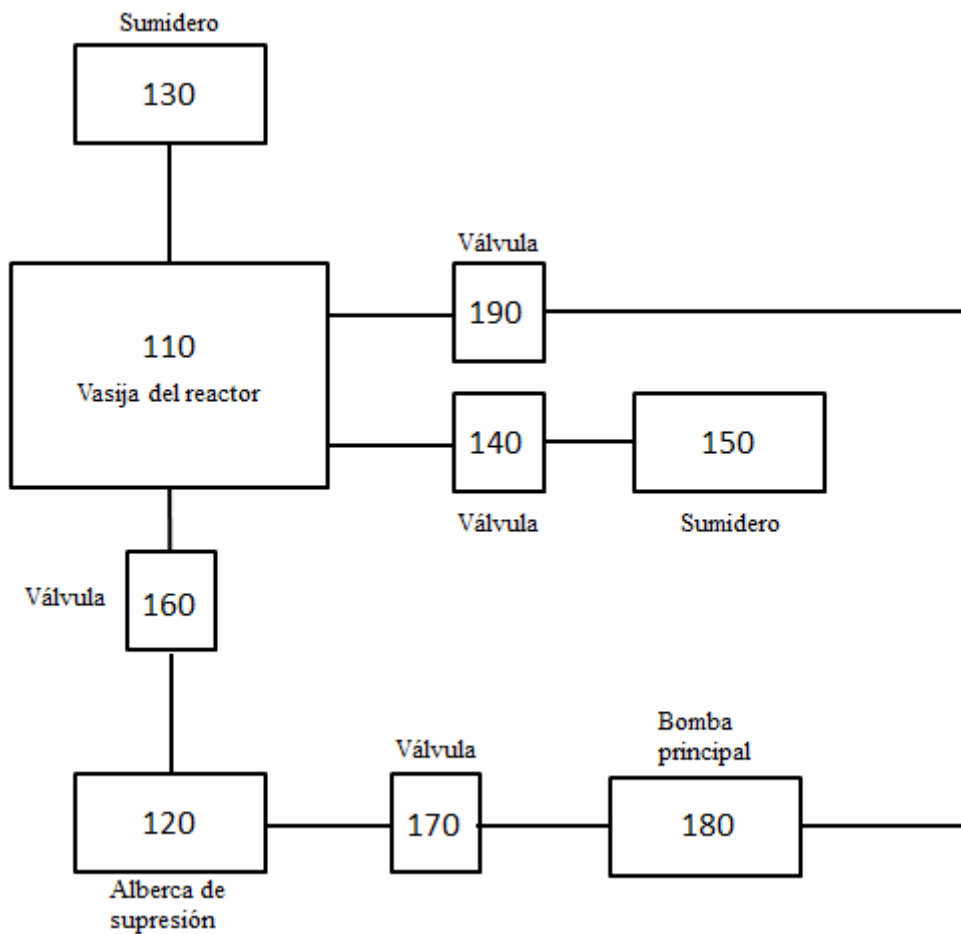


Figura 3.11: Diagrama general.

La unión de los componentes 120, 170, 180, 190 y 110 en la figura anterior da como resultado el modelo de la simplificación del sistema obtenida en la etapa en la etapa 3 (figura 3.8). También se pueden identificar los componentes del modelo de la vasija (110, 120 y 130) y los componentes del modelo de la presencia de un accidente base de diseño (140, 150 y 160).

Considerando el diagrama general y las características dadas en etapas anteriores a cada componente dentro del modelo, este contará con dos tipos de comportamiento; el primero

estará basado en el comportamiento normal del núcleo del reactor y el segundo en la presencia de un accidente base de diseño.

Considerando el diagrama general y las características dadas en etapas anteriores a cada modelo, el modelo general contará con dos tipos de comportamiento. El primero será el flujo normal de refrigerante dentro de una central nuclear, manteniéndose un inventario de refrigerante dentro de la vasija. El segundo comportamiento del modelo será, la presencia de un accidente base de diseño dando como resultado la pérdida de inventario de refrigerante dentro de la vasija y como respuesta a esta pérdida la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

El elemento que regirá el comportamiento del modelo será la válvula de ruptura, componente número 140. Si la válvula se mantiene cerrada, el modelo se comportará en funcionamiento normal, en cambio si la válvula es abierta, entonces el modelo tendrá la presencia de un accidente base de diseño y disparará el funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión.

3.5.2 Codificación del modelo

Dentro de la central cada uno de los componentes está unido a otro por tuberías, estas tuberías también deben ser ingresadas al código. Las tuberías también cuentan con un número identificador, un tipo de elemento y características físicas necesarias para su simulación.

En la tabla 3.10 se muestran las tuberías existentes en el modelo, el tipo de elemento con el que serán ingresadas al código, su número identificador, nombre corto y los elementos entre los que se encuentran.

Tabla 3.10: Tuberías presentes en el modelo y su descripción.

Tipo de elemento	Núm. identificador	Nombre corto	Elementos entre los que esta
pipe	116	p116	110 – 160
pipe	162	p162	160 – 120
pipe	127	p127	120 – 170
pipe	178	p178	170 – 180
pipe	189	p189	180 – 190
pipe	191	p191	190 – 110
pipe	113	p113	110 – 130
pipe	114	p114	110 – 140
pipe	145	p145	140 – 150

Ahora todos los componentes del modelo ya cuentan con un tipo de elemento y las características que los describirá dentro del código RELAP, sin embargo, aún es necesario indicar unos elementos especiales, estos son las juntas.

Las juntas dentro del código RELAP indican que existe una interacción (dos elementos se encuentran unidos) entre dos elementos. No todos los elementos de RELAP necesitan una junta, para el actual modelo sólo será necesario indicar las juntas entre los elementos tipo volumen simple – tubería y volumen dependiente del tiempo – tubería. Las uniones bomba – tubería y válvula – tubería no es necesario indicarles esta interacción.

Las juntas presentes en el modelo se muestran en la tabla 3.11, su tipo de elemento, número identificador, nombre corto y los elementos que unen.

Tabla 3.11: Juntas presentes en el modelo y su descripción.

Tipo de elemento	Núm. identificador	Nombre corto	Elementos que une
sngljun	213	j213	110 – 113
sngljun	216	j216	110 – 116
sngljun	214	j214	110 – 114
sngljun	291	j291	110 – 191
sngljun	231	j231	130 – 113
sngljun	262	j262	120 – 162
sngljun	227	j227	120 – 127
sngljun	245	j245	150 – 145

3.6 Lógica de funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión

Debido a las características de diseño el Sistema de Aspersión a Baja Presión, este es capaz de mitigar un accidente base de diseño sin la intervención de ninguno de los otros sistemas de emergencia.

Una secuencia del funcionamiento automático del sistema ante la presencia de un accidente base de diseño es la siguiente:

Al producirse una señal de iniciación automática por alta presión en el pozo seco o bajo nivel de refrigerante en la vasija, la secuencia del funcionamiento del sistema es la siguiente:

- El generador diésel que le proporciona energía arranca, pero no cierra su interruptor de salida.

- La válvula de succión debe estar abierta ya que no recibe señal de apertura automática.
- El interruptor de la bomba principal del sistema cierra y ésta arrancará automáticamente, recirculando agua a la alberca de supresión a través de la válvula de flujo mínimo, mientras no esté abierta la válvula de inyección.
- Arranca la unidad ventilador-enfriador de aire para enfriar el área del cuarto donde se encuentra la bomba principal del sistema.
- La bomba de llenado continuará operando a menos que se pare manualmente.
- La válvula de inyección recibe señal de apertura.
- A medida que el reactor se despresuriza, aumenta el flujo de inyección a la vasija.

El sistema continuará en funcionamiento hasta que hayan desaparecido las señales que lo iniciaron y, una vez restablecida la lógica, el operador pare manualmente la bomba principal desde el cuarto de control ^[9].

Capítulo 4

Resultados y análisis de resultados

4.1 Respuesta de un Reactor de Agua en Ebullición ante la presencia de un accidente base de diseño

Si se presenta un accidente base de diseño la respuesta esperada es la entrada en funcionamiento de los sistemas de emergencia (ECCS) del reactor, ya sea por una señal de bajo nivel de agua en la vasija del reactor, una señal de alta presión en el pozo seco o una combinación de ambas.

La secuencia del comportamiento del reactor basada en el tiempo transcurrido desde la entrada del accidente base de diseño es la siguiente ^[8]:

- Se presenta alta presión en pozo seco y bajo nivel de agua en la vasija del reactor (nivel 3).
- Señal de arranque para HPCS, LPCS y LPCI A/B/C (por alta presión en pozo seco).
- Señal de SCRAM del reactor por alta presión en el pozo seco y nivel 3.
- Se alcanza bajo nivel de agua del reactor (nivel 2), se cierran las válvulas de aislamiento de vapor principal. Segunda señal de arranque para el HPCS, si no se ha completado la secuencia de arranque.
- Se alcanza bajo nivel de agua del reactor (nivel 1). Segunda señal de arranque para el LPCS y LPCI A/B/C.
- Se inicia la secuencia del ADS.
- Se energiza el motor de la bomba del HPCS, abre la válvula de inyección del HPCS.
- Se energizan los motores de la bomba LPCI C y LPCS.

- Válvula de inyección del HPCS totalmente abierta y la bomba con flujo nominal, lo cual completa el arranque del HPCS.
- Válvulas de inyección del LPCI y LPCS totalmente abiertas y las bombas con flujo nominal, lo cual completa el arranque del LPCI C y el LPCS.
- Válvulas de inyección de LPCI A y B totalmente abiertas y las bombas con flujo nominal, lo cual completa el arranque del LPCI A y B.
- Núcleo del reactor efectivamente reinundado, suponiendo la peor falla simple.
- Calentamiento terminado.
- El operador puede iniciar el enfriamiento de la contención y de la alberca de supresión.

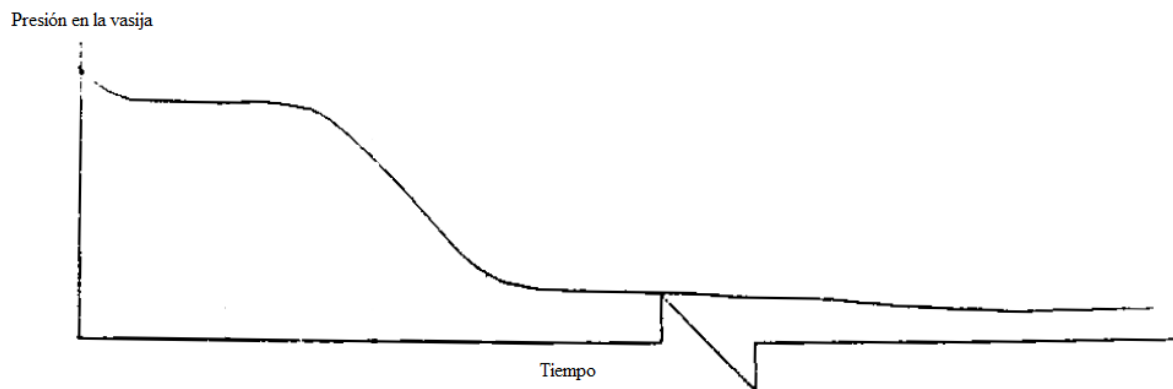


Figura 4.1: Presión en la vasija del reactor ante de un accidente base de diseño ^[11].

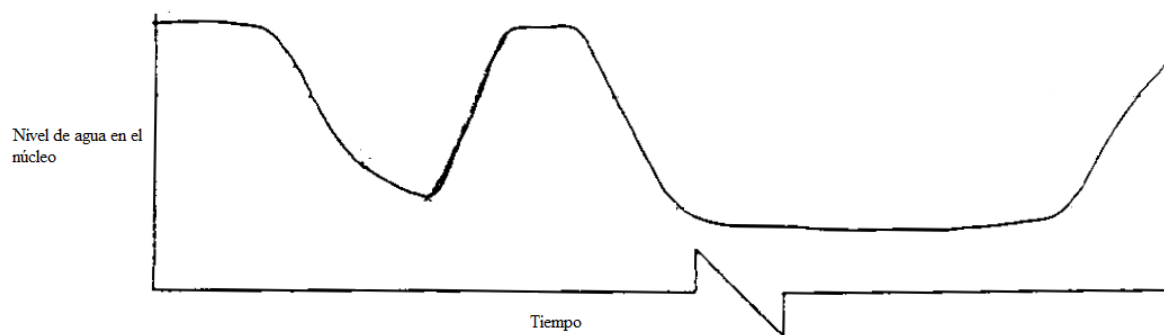


Figura 4.2: Nivel de agua en el núcleo del reactor ante un accidente base de diseño ^[11].

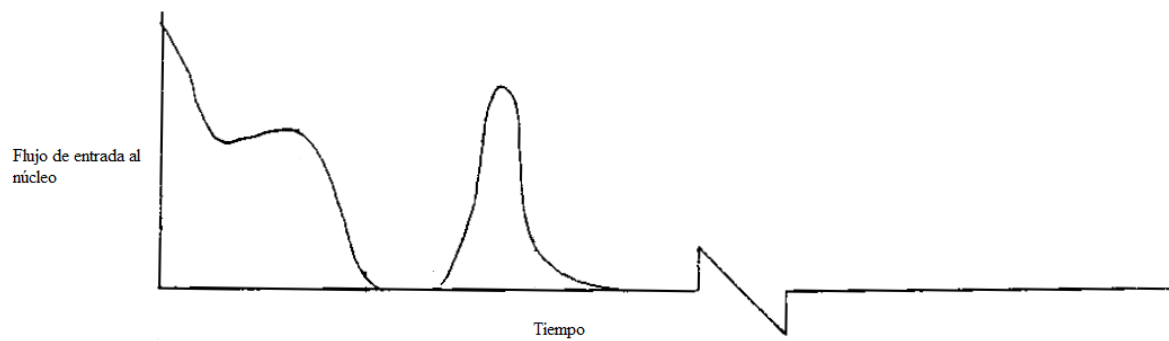


Figura 4.3: Flujo de entrada de refrigerante al núcleo del reactor ante un accidente base de diseño ^[11].

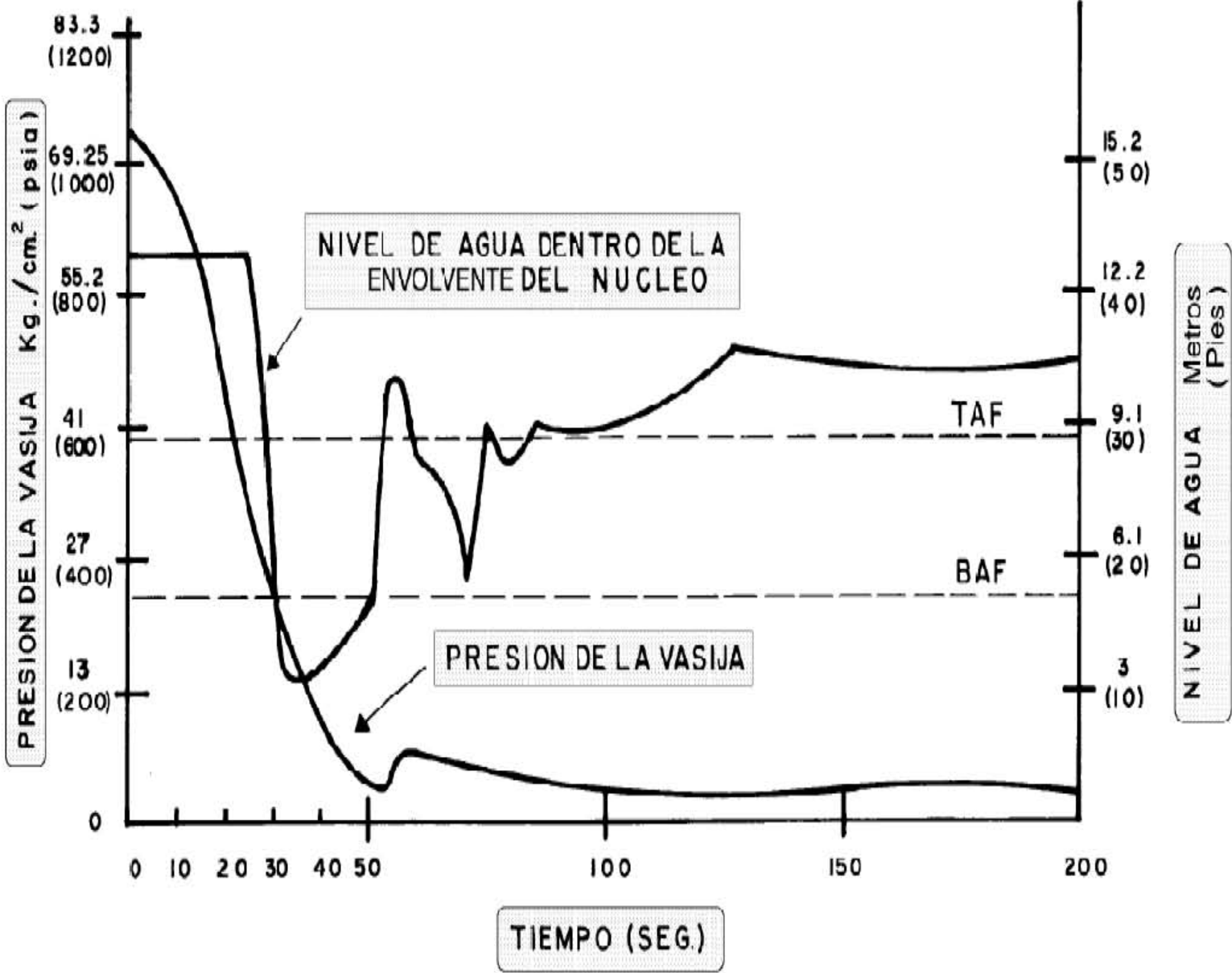


Figura 4.4: Nivel de agua y presión en la vasija del reactor ante la presencia de un accidente base de diseño [8].

4.2 Resultados y análisis de resultados

Debido a las características de diseño del Sistema de Aspersión a Baja Presión, es decir, que por sí solo es capaz de mitigar un accidente base de diseño, las gráficas de inventario de refrigerante y presión dentro de la vasija deben de asemejarse a la respuesta total del reactor ante la presencia de un accidente base de diseño.

4.2.1 Modelo base

El primer modelo permitió asemejar el comportamiento del ciclo normal de refrigerante dentro de la vasija del reactor.

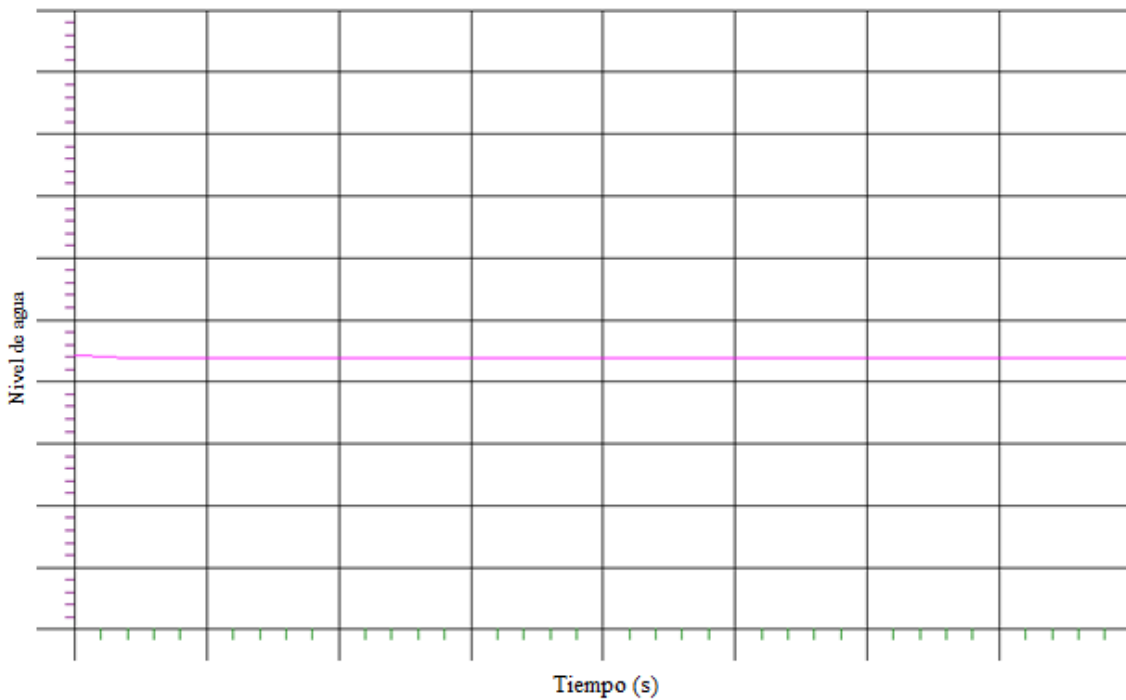


Figura 4.5: Nivel de agua para el modelo de la vasija del reactor.

En la figura 4.5 se puede observar que el modelo desarrollado para la vasija del reactor cumple con el objetivo de mantener un inventario de refrigerante constante durante la

simulación, esto es debido a que en funcionamiento normal de una central, el ciclo del reactor siempre mantiene una cantidad fija de refrigerante dentro del núcleo del reactor.

Al inicio de la simulación se puede observar un pequeño cambio dentro del nivel de refrigerante. Este pequeño cambio puede deberse a que para visualizar el inventario de refrigerante en la vasija se hizo un balance entre la cantidad de refrigerante que entra a la vasija del reactor a partir del elemento 120 (fuente) y la cantidad que sale hacia el elemento 130 (sumidero).

Al comenzar la simulación el elemento 110 (vasija) se encuentra vacío por lo que la cantidad de refrigerante que sale es cero, pero este valor no se mantiene por mucho tiempo, es por esto que al comienzo de la gráfica se presenta un pequeño pico en el inventario de refrigerante.

4.2.2 Modelo con presencia de accidente base de diseño

El comportamiento de la vasija del reactor ante la presencia de un accidente base de diseño es la pérdida de inventario de refrigerante, para el modelo desarrollado puede observarse en la figura 4.6 que el nivel de refrigerante durante la simulación efectivamente disminuye linealmente.

Al iniciar la simulación existe un nivel constante de refrigerante dentro de la vasija, pero a partir de un tiempo x este nivel comienza a descender. El descenso del nivel de refrigerante es debido a la apertura de la válvula de ruptura (140), el comportamiento lineal de la gráfica indica que la cantidad de refrigerante que se pierde es constante a todo momento.

Todo el tiempo que dure la simulación el nivel de refrigerante seguirá disminuyendo, no importando que dentro de la vasija ya no exista refrigerante dando como resultado un nivel negativo.

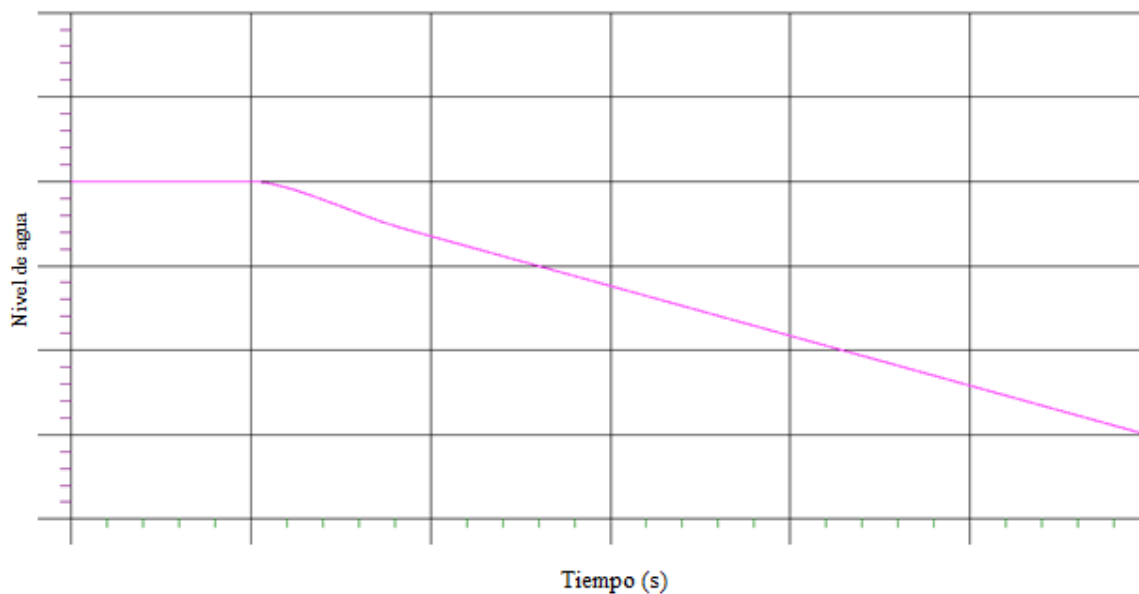


Figura 4.6: Nivel de a agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño.

La vasija sufre una despresurización debido a la pérdida de refrigerante, en la figura 4.7 se observa que esa pérdida de presión si se presenta pero presenta algunos picos y, además, existe una recuperación de presión lo cual corresponde a lo que se presenta en la gráfica de la figura 4.4 pero no a la gráfica de la figura 4.1.

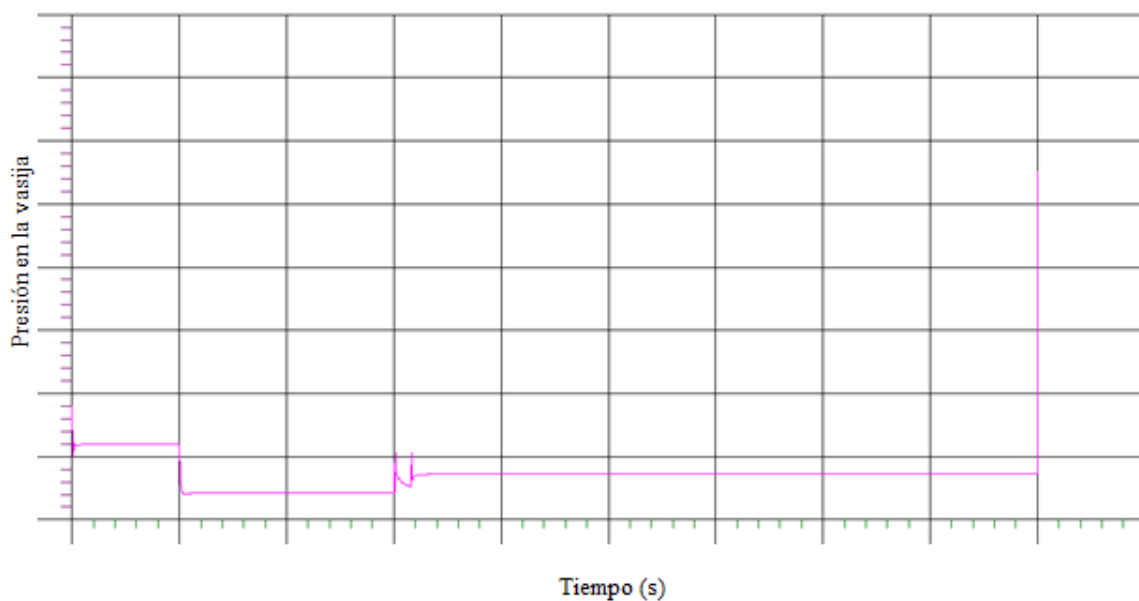


Figura 4.7: Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño.

4.2.3 Modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión

Simulación inicial.

Para verificar que el modelo general si represente de forma acercada el comportamiento real del sistema, las gráficas de nivel de refrigerante y presión dentro de la vasija del reactor deben asemejarse a las presentadas en las figuras 4.1 y 4.4.

Para la codificación del modelo general del sistema las características de los elementos fueron obtenidas de planos encontrados en los documentos Final Safety Report (FSAR) y The Reactor Analysis Support Package (RASP), las características que no fueron encontradas fueron tomadas de las simulaciones dadas en el Curso de Tecnología de la Central de Laguna Verde.

La gráfica de la figura 4.8 presenta el comportamiento del inventario de refrigerante dentro de la vasija para una primera corrida de la simulación.

Se puede observar que existe una pérdida de refrigerante debido a la apertura de la válvula que representa el accidente base de diseño, está perdida se da de una forma abrupta difiriendo del comportamiento de real del sistema.

Al arrancar el funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión las válvulas de succión e inyección abren de forma paulatina, por lo cual existe también un lapso en el que no hay una recuperación de inventario de refrigerante, este se mantiene constante debido a que la cantidad de refrigerante que es ingresada por el sistema de emergencia es igual a la cantidad de refrigerante que sale por causa de la ruptura.

La recuperación de inventario de refrigerante se da en la simulación pero esta no es suficiente, como puede observarse en la gráfica el nivel queda por la mitad de lo que es originalmente por lo cual el comportamiento no es el esperado. Es necesario que la

recuperación de inventario sea casi total y que no exista un lapso tan grande con un nivel bajo constante.

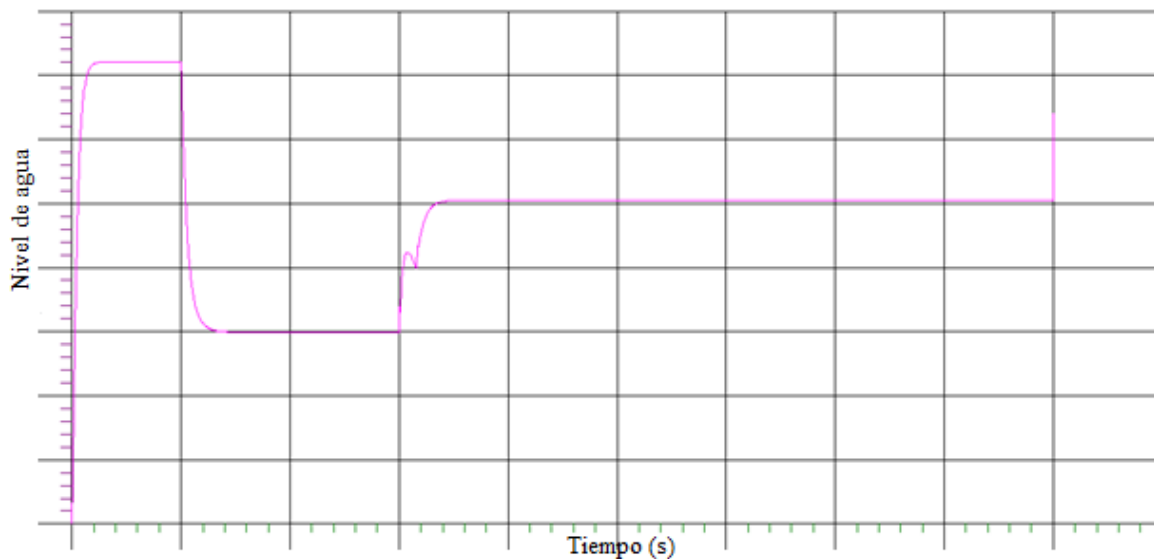


Figura 4.8: Nivel de agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (I).

Las áreas de succión y descarga de las válvulas de succión e inyección del sistema y las áreas de tuberías que no son datos reales generan un cambio de presiones en el sistema que se ven reflejados en la gráfica de presión dentro de la vasija (figura 4.9).

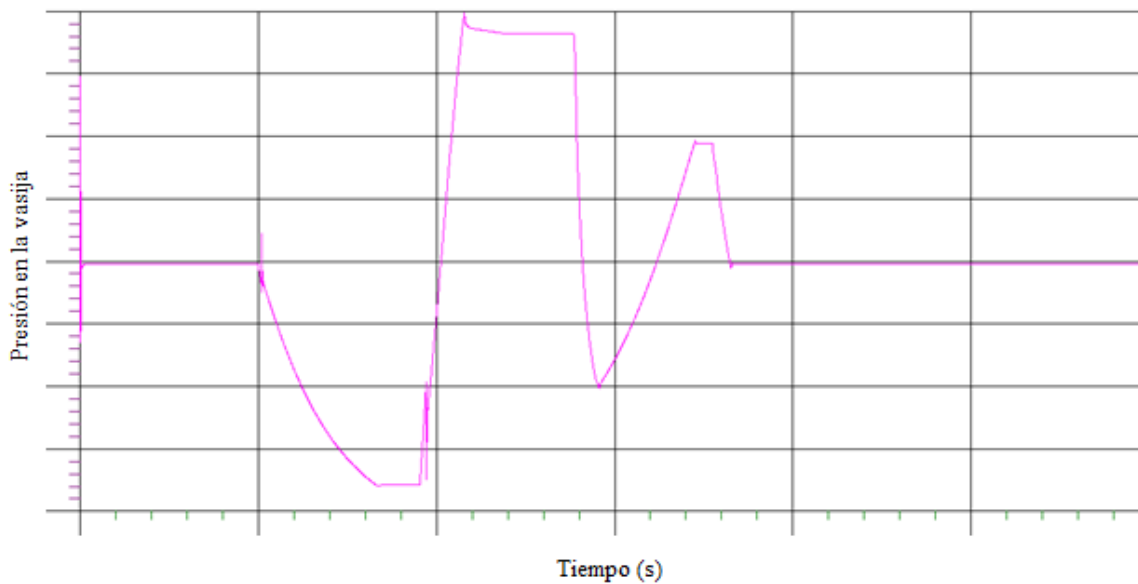


Figura 4.9: Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (I).

Este comportamiento errático de la presión y el nivel de refrigerante dentro de la vasija no representan el comportamiento real del sistema por lo cual fue necesario volver a verificar las características de los elementos que componen el sistema.

Para esta simulación que tuvo una duración de 200 segundos, se observa que la ruptura comienza a los 20 segundos de iniciada la simulación y al segundo 60 entra en funcionamiento el modelo del sistema, esto da un tiempo de respuesta de 40 segundos después de iniciado el accidente. Además el tiempo que tarda en llegar a su máxima recuperación de inventario es de aproximadamente 8 segundos, siendo esta una recuperación muy rápida.

Corrección de la simulación.

Las válvulas de succión e inyección del sistema y la válvula de ruptura (accidente base de diseño) fueron corregidas para que su apertura fuera más paulatina, de igual forma las áreas de tuberías y uniones fueron corregidas en todos los elementos.

Se volvieron a consultar los documentos Final Safety Report (FSAR) y The Reactor Analysis Support Package (RASP) para encontrar valores de áreas y uniones que permitieran al modelo arrojar valores más cercanos a la realidad.

Como resultado de las correcciones hechas a la simulación, la gráfica de nivel de refrigerante dentro de la vasija del reactor muestra que, al cambiar el tiempo de apertura de las válvulas este genera un cambio en el inventario más ligero y no tan abrupto como en la primera simulación.

De igual forma el cambio en las áreas de succión y descarga de las válvulas y las áreas de tuberías para el modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión, permiten que la cantidad de refrigerante que ingresa a la vasija sea la suficiente como para generar una recuperación total y, en este caso, mayor en el nivel de refrigerante.

No todos los valores para las características de los elementos que componen el sistema son los reales, es por ello que la recuperación de inventario es mayor que la real.

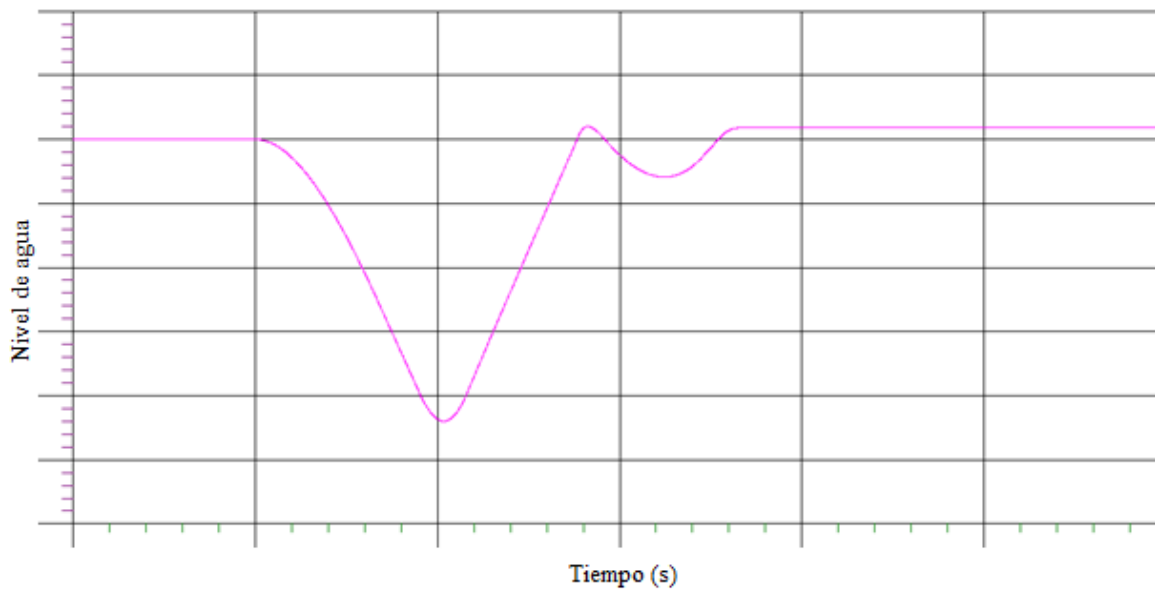


Figura 4.10: Nivel de agua en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (II).

Para la gráfica de presión de la vasija (figura 4.11), se observa que las correcciones hechas a la simulación provocan también que la presión tenga un descenso más paulatino y que la recuperación que se observa no sea tan abrupta.

Debido a que los cambios de áreas no son tan significativos dentro del modelo, los cambios de presión dentro de toda la simulación no son tan grandes, esto se ve reflejado en la gráfica al ya no observarse los picos de presión.

La recuperación de presión observada dentro de la gráfica es debida a que la presión con la que ingresa el refrigerante proporcionado por el modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión es mayor que la presión real, dando como resultado dicha recuperación.

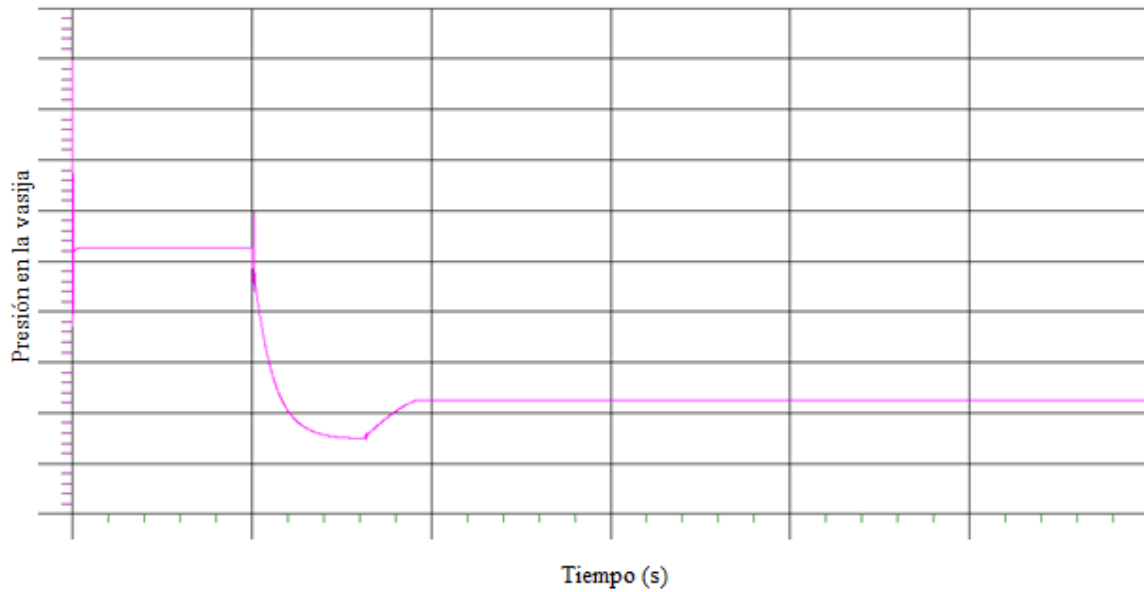


Figura 4.11: Presión en la vasija ante la presencia de un accidente base de diseño con la entrada en funcionamiento del Sistema de Aspersión a Baja Presión (II).

La simulación corregida tiene un tiempo de duración de 300 segundos, al segundo 50 comienza la ruptura viéndose un descenso de inventario de refrigerante, al segundo 100 se observa el inicio de una recuperación de inventario esta es la entrada en funcionamiento del modelo del Sistema de Aspersión a Baja Presión, dando como resultado un tiempo de respuesta de 50 segundos después de iniciado el accidente.

El sistema tiene una recuperación máxima de inventario al segundo 140, teniendo un periodo de oscilación de 40 segundos ya que hasta el segundo 180 llega a un valor constante. Entonces el tiempo que tarda el modelo en mitigar los resultados de un accidente base de diseño es de 80 segundos, un cambio significativo a los 8 segundos obtenidos con la primera simulación.

Capítulo 5

Conclusiones y trabajo a futuro

Las gráficas de presión e inventario de refrigerante obtenidas de la primera simulación del modelo general permitieron ver que es necesario contar con valores reales para cada uno de los componentes del sistema, para obtener valores de salida cercanos a la realidad. Los picos y cambios abruptos dentro de los valores de las gráficas fueron provocados por la combinación de los valores reales obtenidos de documentos oficiales y los valores que tuvieron que ser inferidos por la falta de documentación.

Aun con los cambios abruptos dentro de los valores de estas primeras gráficas también es posible avistar que el modelo simplificado obtenido si cumple con su principal objetivo; ingresar refrigerante dentro de la vasija en caso de presencia de un accidente base de diseño. Se advirtió que no era necesario cambiar todo el modelado del sistema pues si existe una recuperación de inventario de refrigerante, solo era necesario cambiar las características de los elementos que lo componen para acercar su comportamiento a el comportamiento real.

Los cambios hechos a la simulación arrojaron datos esperanzadores:

- En las gráficas de presión y nivel de refrigerante se dejó de observar los picos de valores gracias a los valores de áreas más reales de los elementos.
- Los cambios de valores ya no fueron tan abruptos siendo estos cambios más ligeros.
- El tiempo de respuesta del sistema fue más paulatino.
- La presión dentro de la vasija tuvo un comportamiento más cercano a la realidad.

Estos resultados obtenidos de la simulación corregida confirman la idea de que es totalmente necesario contar con los valores de las características reales de los elementos que componen el sistema para obtener los resultados esperados.

El tiempo de respuesta real es de 37 segundos después de iniciado el accidente y a los 200 segundos aproximadamente se tiene una recuperación máxima de inventario ^[8]. Para los datos obtenidos en la primera simulación (40 segundos de respuesta y 8 de recuperación de inventario) el tiempo de respuesta del modelo es muy cercano a la realidad pues solo se tiene una desviación de 3 segundos, pero el tiempo en el que se recupera el inventario de refrigerante es muy rápido.

En la simulación corregida (50 segundos de respuesta y 80 de recuperación de inventario) se puede ver que aunque aumento el tiempo que tarda el sistema en responder al accidente, el tiempo que tarda en mitigar sus consecuencias aumenta acercándose más al valor real de 160 segundos.

El hecho de que el tiempo de recuperación de inventario del modelo sea menor que el real indica que la potencia con que el sistema está ingresando refrigerante a la vasija es casi el doble de la real, es necesario entonces bajar la potencia de la bomba principal del sistema. Para poder lograrlo se debe encontrar la hoja de especificación de la bomba para poder ingresar los valores correspondientes en la tarjeta de definición dentro del código RELAP.

Un análisis más detallado del programa del modelo y las gráficas mostro que también es necesario agregar al modelo elementos que representen las válvulas check con las que cuenta el sistema real, esto para evitar flujo contrario de y los cambios de presiones ocasionados por esto. Este cambio se verá reflejado en la gráfica de presión donde la recuperación de presión que se observa deberá ser menor.

Trabajo a futuro.

Se deben agregar las válvulas check al modelo del sistema para evitar el flujo contrario dentro de las tuberías que lo componen.

La línea de llenado se agregará al modelo, esto disminuirá el tiempo de respuesta del sistema, pues para el momento en que la señal de inicio la línea principal ya se encontrará llena y comenzará a inyectar refrigerante en menor tiempo.

Las especificaciones de la bomba de llenado y principalmente de la bomba principal deben ser ingresadas dentro del código RELAP para dotar al modelo con una potencia de inyección más cercana a la realidad, notándose esto en el tiempo que tardará el modelo en mitigar los efectos de un accidente.

Se anexará el modelo desarrollado para el Sistema de Aspersión a Baja Presión al modelo de la vasija del reactor desarrollado en el Laboratorio de Ingeniería Nuclear, dotando al modelo de la vasija con un sistema de refrigeración de emergencia. Esta anexión también permitirá que el comportamiento del modelo desarrollado en este trabajo tenga la posibilidad de ser analizado con el calor emitido dentro de la vasija, y si es necesario, cambiar las características de dicho modelo para acercar aún más su comportamiento a la realidad.

Bibliografía

1. C. Chavez-Mercado, J. K. Hohorst, C. M. Allison. “National Autonomous University of Mexico RELAP/SCDAPSIM-Based Plant Simulation and Training Applications to the Laguna Verde NPP”. Proceedings of the 6th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6) Nara, Japan, October 4-8, 2004. Paper ID. N6P307.
2. Ponencia y Cartel “Investigación, análisis, entrenamiento, capacitación y docencia utilizando un Simulador de Procesos Nucleares”. Presentado en el evento “Primer Congreso sobre la Investigación en Escuelas y Facultades”. Facultad de Ingeniería, UNAM. Marzo 14-18. 2005.
3. Ponencia “Simulador de Procesos Nucleares para Análisis, Entrenamiento, Capacitación y Docencia”. Presentada en el evento “La Investigación en la Facultad de Ingeniería 2004” Facultad de Ingeniería, UNAM. Diciembre 2, 2004.
4. José Humberto Salazar Cravioto. “Desarrollo de un Modelo de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde basado en el Código RELAP/SCDAP y su Incorporación a un Simulador de Aula para el Análisis de Eventos Transitorios y Accidentes Postulados”. Tesis de Maestría del Programa de Posgrado en Energía. Facultad de Ingeniería, UNAM. Diciembre 2004.

5. Francisco Samuel Cortes Martell. “Desarrollo de Interfaces Gráficas Avanzadas Prototipo Basadas en los Códigos Nucleares RELAP/SCDAP y MELCOR”. Tesis profesional para obtener el título de Ingeniero Eléctrico y Electrónico. Facultad de Ingeniería, UNAM. Marzo 2003.
6. John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta. “Introduction to Nuclear Engineering”. 3a Edición.
7. Ponencia “Introducción Central Nuclear Laguna Verde”. Comisión Federal de Electricidad, Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas Laguna Verde. Agosto 2009.
8. Sin autor, “Respuesta integrada de los sistemas de emergencia”, Curso de tecnología CLV, Comisión Federal de Electricidad, Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, México.
9. Sin autor, “Sistema de rocío del núcleo a baja presión (LPCS)”, Curso de tecnología CLV, Comisión Federal de Electricidad, Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, México.
10. Sin autor, “SCADAP/RELAP/MOD3.2 Code Manual”, Volumen 1, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Estados Unidos de America (EUA), 1997.
11. Sin autor, “The Reactor Analysis Support Package (RASP)”.
12. Sin autor, “Final Safety Report (FSAR)”.