



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – SISTEMAS ENERGÉTICOS

OPERACIÓN DE TURBOBOMBAS PARA LA MITIGACIÓN DE ACCIDENTES QUE
SUPEREN LA BASE DE DISEÑO EN REACTORES BWR/5.

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

PRESENTA:
Ing. ERICK FALCÓN CUBA

TUTOR PRINCIPAL
Dr. MANUEL, GONZÁLEZ, CUESTA, FACULTAD DE INGENIERÍA

MÉXICO, CDMX, OCTUBRE 2017



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

PRESIDENTE: DR. FRANCOIS LACOUTURE JUAN LUIS

SECRETARIO: DR. CHÁVEZ MERCADO CARLOS

VOCAL: DR. GONZÁLEZ CUESTA MANUEL

1 ER. SUPLENTE: DR. NÚÑEZ CARRERA ALEJANDRO

2 D O. SUPLENTE: M.C. FILIO LÓPEZ CARLOS

LUGAR O LUGARES DONDE SE REALIZÓ LA TESIS: POSGRADO DE INGENIERÍA, UNAM.

TUTOR DE TESIS:

DR. MANUEL GONZÁLEZ CUESTA



FIRMA

AGRADECIMIENTOS.

Agradezco a la UNAM, particularmente al Posgrado de Ingeniería por permitirme continuar con mi formación académica cursando la maestría en Sistemas Nucleoeléctricos.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por el apoyo económico otorgado durante los cuatro semestres que duró la maestría.

Agradezco a mi tutor el profesor Manuel Gonzáles Cuesta la dedicación que tuvo durante todo el período que duró la investigación.

Agradezco a la empresa de Applied Flow Technology por proporcionarme la licencia académica del software Fathom. Especialmente a Reinaldo Pinto, David O. Miller, Renee Childress, Lauren West y Scott Woodward.

Agradezco a la Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas de la CFE por la información y el apoyo que me brindaron. Principalmente agradecer a Marcos, Ángel y Fabián.

Agradezco a todo el claustro de profesores que tuvieron que ver con mi formación académica. Resaltando la ayuda del profesor Juan Luis Francois.

AGRADECIMIENTOS A TÍTULO PERSONAL.

Con mucha felicidad le dedico esta tesis a mi familia, particularmente a mis padres, mi hermano, mi tío Reinaldo y a mi tía Emma.

A mis amigos: Dayan Pintueles, Ariel Zúñiga, David Quintanar, Ronald Columbié, Yeney Martínez, Néstor López, Pancho Eliseo, Lupita, Dasmani Creagh y Emilio Yáñez.

A Atlan Miranda y Miriam Gamboa mi familia mexicana que me ha ayudado durante estos dos años de estudio fuera de mi país. A ellas dos les doy las gracias por tanta atención.

ACRÓNIMOS.

- AC:** (Alternate Current)
Corriente Alterna.
- ADS:** (Automatic Depressurization System)
Sistema de Despresurización Automática.
- AFT:** (Applied Flow Technology)
Tecnología de Flujo Aplicado.
- DBA:** (Design Basis Accident)
Accidente Base de Diseño.
- BWR:** (Boiling Water Reactor)
Reactor de Agua en Ebullición.
- CEN:** Centrales Electro - Nucleares.
- CFE:** Comisión Federal de Electricidad.
- CLV:** Central Laguna Verde.
- DC:** (Direct Current)
Corriente Directa.
- ECCS:** (Emergency Core Cooling System)
Sistema de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo.
- ELAP:** (Extended Loss of AC Power)
Pérdida Prolongada de Corriente Alterna.
- ENSREG:** (European Nuclear Safety Regulators Groups)
Grupo Europeo Regulador de Seguridad Nuclear.
- EPANET:** (Environmental Protection Agency Network)
Agencia de Protección Ambiental.
- FLEX:** (Diverse and Flexible Coping and Mitigation Strategies)
Estrategias de Mitigación Diversas y Flexibles.

HFS: (Hytrans Fire Systems)
Sistema contra Incendios Hytrans.

HPCS: (High Pressure Core Spray)
Sistema de Rociado del Núcleo a Alta Presión.

HVAC: (Heating Ventilation & Air Conditioning)
Sistemas de Calefacción Ventilación y Aire Acondicionado.

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

INES: (International Nuclear Event Scale)
Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos.

LHUS: (Extended Losses of Heat Sink)
Pérdida Prolongada del Sumidero de Calor.

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

LPCI: (Low Pressure Coolant Injection)
Inyección de Refrigerante a Baja Presión.

LPCS: (Low Pressure Core Spray System)
Rociado de Baja Presión del Núcleo.

MAAP: (Modular Accident Analysis Program)
Programa de Análisis de Accidentes Modular.

NAcP: (National Action Plan)
Plan de Acción Nacional.

NPSH: (Net Positive Suction Head):
Altura Neta Positiva de Aspiración.

NRC: (Nuclear Regulatory Commission)
Comisión nuclear Reguladora.

NTTF: (Near -Term Task Force)
Grupo de Respuesta Rápida.

- OEs:** (Emergency Operating Procedures)
Procedimientos de Emergencia.
- RCIC:** (Reactor Core Isolation Cooling)
Sistema de Refrigeración del Núcleo Aislado.
- SRV:** (Safety Relief Valve)
Válvula de Alivio y Seguridad.
- TAC:** (Condensate Storage Tank)
Tanque de Almacenamiento de Condensado.

CONTENIDO.

Resumen.	1
Abstract.	2
Introducción.	3
Capítulo 1. Antecedentes.	6
1.1 Descripción breve de los accidentes de Fukushima.	6
1.2 Experiencia adquirida de Fukushima.	9
1.3 Estrategias de mitigación de accidentes que superen la base de diseño.	12
1.3.1 Flex y orden de venteo.	12
1.3.2 Empleo mundial de equipos portátiles para mitigación de accidentes en centrales nucleares BWR.	14
Capítulo 2. Metodología de cálculo.	18
2.1 Fundamento de la metodología.	18
2.2 Diseño de la metodología.	18
2.2.1 Diseño y preparación del modelo a emplear.	18
2.2.2 Descripción del software empleado: AFT Fathom.	21
Capítulo 3. Escenario de accidente y aplicación de estrategias.	23
3.1 Simulaciones de MAAP4 para los escenarios.	23
3.1.1 Mecanismos de refrigeración de las centrales nucleares tipo BWR: El RCIC.	23
3.1.2 Comportamiento de la contención: temperatura del pozo seco y alberca de supresión, presurización, efecto del venteo.	26
3.1.3 Comportamiento del reactor: necesidad de despresurización, ciclado de SRVs, demanda de refrigerante.	29
3.2 Funcionamiento del RCIC.	30
3.2.1 Breve descripción del RCIC.	30
3.2.2 Modo de operación en lotes vs. Modo de operación continuo.	32
3.2.3 Problemáticas de operación del RCIC bajo su uso en condiciones degradadas.	33
3.2.4 Resumen de las estrategias propuestas de operación del RCIC.	35
3.3 Funcionamiento de la bomba portátil.	37
3.3.1 Breve descripción de la bomba portátil como fuente de inyección.	37
3.3.2 Transferencia con y sin “traslape”.	39
Capítulo 4. Descripción de los modelos y su uso.	41
4.1 Modelo hidráulico del RCIC.	41

4.1.1	Presentación y descripción del modelo en 3D.....	41
4.1.2	Descripción de la forma de ejecutar el modelo para simular los modos de operación y escenarios de interés.	45
4.2	Validación del modelo.....	46
4.3	Modelo hidráulico de la bomba portátil y su capacidad de bombeo.	49
Capítulo 5. Análisis y discusión de los resultados.		51
5.1	Discusión de resultados.....	51
5.1.1	Potencia requerida para impulsar la turbo-bomba.	58
5.1.2	Curva de la bomba vs. Curva del sistema.....	59
5.2	Análisis de sensibilidad.....	60
5.3	Recomendaciones.	65
Conclusiones.		67
Bibliografía.		68
Anexos.		72
Anexo 1.	Estructura de la tabla implementada para el registro de los valores de entrada al Fathom.	73
Anexo 2.	Esquema General del RCIC.....	74
Anexo 3.	Control del caudal al reactor a través la válvula gobernadora y de la MV-8138..	76
Anexo 4.	Potencia hidráulica desarrollada por la bomba durante las pruebas periódicas en planta.	77
Anexo 5.	NPSH requerido por la bomba a partir de las reglas de afinidad.....	78
Anexo 6.	Análisis de sensibilidad.....	78

LISTA DE TABLAS.

TABLA 1. PRUEBA DEL RCIC. CENTRAL LV.....	47
TABLA 2. EXTRAPOLACIÓN DE LOS DATOS DE LA PRUEBA EN PLANTA A 2500 RPM.	47
TABLA 3. RESULTADOS OBTENIDOS CON FATHOM A 2500 RPM Y VARIANDO LA PRESIÓN DE REACTOR.	48
TABLA 4. RESUMEN DE RESULTADOS DE LA INYECCIÓN DE AGUA DE MAR VÍA RHR LAZO A U1/U2.	50
TABLA 5. ESTRATEGIA #1, PARA UN VALOR DE K CONSTANTE DE LA MV-8138.	51
TABLA 6. ESTRATEGIA #1, PARA UN VALOR DE K VARIABLE DE LA MV-8138.	52
TABLA 7. ESTRATEGIA #3, PARA UN VALOR DE K CONSTANTE DE LA MV-8138.	55
TABLA 8. ESTRATEGIA #4, PARA UN VALOR DE K CONSTANTE DE LA MV-8138.	56
TABLA 9 ESTRATEGIA #4, PARA UN VALOR DE K VARIABLE DE LA MV-8138.	57
TABLA 10. CASO SENSIBILIDAD #1.....	61
TABLA 11. CASO SENSIBILIDAD #2.....	61
TABLA 12. CASO SENSIBILIDAD #3.....	62
TABLA 13 CASO SENSIBILIDAD #4.....	63
TABLA 14. CASO SENSIBILIDAD #5.....	64

LISTA DE FIGURAS.

FIGURA 1. ESTRATEGIA DE MITIGACIÓN DE ACCIDENTE. FLEX.	13
FIGURA 2. INYECCIÓN DE AGUA POR MEDIO DE EQUIPOS MÓVILES.....	17
FIGURA 3. NOMENCLATURA Y REPRESENTACIÓN DE LOS ISOMÉTRICOS.	20
FIGURA 4. SISTEMA DE DESPRESURIZACIÓN AUTOMÁTICA; ADS.	24
FIGURA 5. DISTRIBUIDORES DE FLUJO EN EL NÚCLEO. HPCS Y LPCS.	25
FIGURA 6. SAG03: SBO Y RCIC POR 24 H.	27
FIGURA 7. SAG03: SBO Y RCIC POR 24 HR. PERÍODO ENTRE LAS CINCO A DIEZ HORAS DE INICIADO EL EVENTO.....	28
FIGURA 8 SAG03: SBO Y RCIC POR 24 HR.	30
FIGURA 9. SISTEMA DE ENFRIAMIENTO CON EL REACTOR AISLADO RCIC.	32
FIGURA 10. EQUIPO PORTÁTIL. HYDROSUB 150.	39
FIGURA 11. SUCCIÓN DE AGUA DESDE LA ALBERCA DE SUPRESIÓN Y LOS TAC.	41
FIGURA 12. LÍNEA DE ENFRIAMIENTO Y DESCARGA DEL SISTEMA.	42
FIGURA 13. LÍNEA DE PRUEBA DEL SISTEMA RCIC.....	43
FIGURA 14. DESCARGA DEL RCIC AL NÚCLEO DEL REACTOR.....	43
FIGURA 15. REPRESENTACIÓN GENERAL DEL RCIC.	44
FIGURA 16. COMPARACIÓN DE LA PRUEBA EN PLANTA CON LOS MODELOS FATHOM Y EPANET.....	48
FIGURA 17. MODELO DE INYECCIÓN DE AGUA DE MAR VÍA RHR "A" U1/U2.....	50
FIGURA 18. ESTRATEGIA #1. FLUJO VOLUMÉTRICO VS TUBERÍAS.	53
FIGURA 19. ESTRATEGIA #2. REVOLUCIONES DE LA TURBINA VS CAUDAL AL REACTOR.	53
FIGURA 20 ESTRATEGIA #4. COMPORTAMIENTO DE LA PRESIÓN Y EL FLUJO CONFORME VARÍA LA ALTURA Y LA POSICIÓN EN EL SISTEMA.	56
FIGURA 21. ESTRATEGIA #4. PERFIL DE OPERACIÓN DEL SISTEMA A 10 KG/CM ² DE PRESIÓN DEL REACTOR.....	58
FIGURA 22. ESTRATEGIAS #1 Y #4. CURVA DEL SISTEMA VS CURVA DE LA BOMBA.	59

RESUMEN.

Las diferentes estrategias de manejo de accidentes en plantas nucleares constituyen la manera establecida para lidiar con accidentes cuyas características superan las bases de diseño para las cuales fueron construidas. Sin embargo, la experiencia adquirida tras el accidente nuclear de Fukushima Daiichi demostró la posibilidad de eventos ante los cuales no se tenía la preparación suficiente para enfrentarlos; de ahí que es de gran importancia mejorar las estrategias existentes e implementar otras que ayuden a mitigar eventos de este tipo. En Fukushima Daiichi, debido a la pérdida del suministro eléctrico, sólo se contaba con el sistema RCIC para enfriar el núcleo del reactor. No obstante, las condiciones degradadas de operación anulaban la efectividad de este sistema cierto tiempo después de ocurrido el accidente y antes de que se pudiera ser sustituido por otra fuente de inyección. En consecuencia, esto provocó la fundición del núcleo y la liberación de productos radiactivos a la atmósfera en varias de las unidades.

El presente estudio busca establecer una metodología validada para centrales nucleares tipo BWR/5, que sirva para determinar la operatividad del RCIC bajo condiciones degradadas de operación y su traspaso hacia equipos alternativos almacenados en planta. Para el estudio de las principales variables hidráulicas se procedió a la elaboración de un modelo con la ayuda del software AFT Fathom. Los valores de entrada responden a datos reales de las principales características del sistema RCIC correspondiente a la unidad uno de la central nuclear de Laguna Verde.

El modelo fue debidamente homologado con pruebas periódicas hechas en la planta durante su operación normal. A partir de esta validación, la estrategia final propuesta arrojó resultados que muestran cómo el ajuste de la presión y el caudal de la bomba a través del posicionamiento de válvulas puede extender el tiempo de operación del RCIC y garantizar mejores condiciones para realizar el traspaso hacia equipos portátiles. Finalmente, estos resultados permiten aumentar las defensas en profundidad ante accidentes con pérdida total y extendida del suministro eléctrico. Además, la metodología desarrollada podrá ser implementada como apoyo a los procedimientos de emergencia de la central nuclear de Laguna Verde.

ABSTRACT.

The established accident management strategies in nuclear plants have been developed to deal with accidents whose characteristics exceed the design basis for which they were built. However, the experience gained following the Fukushima Daiichi nuclear accident demonstrated the possibility of facing events for which there has not been enough preparation. Therefore, it is of great importance to improve existing strategies and implement others that help mitigate events of this type. At Fukushima Daiichi, due to the loss of power, only the Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) system was available to cool the reactor core. The degraded operating conditions voided the effectiveness of this system after the accident occurred but before it could be replaced by another injection source. Consequently, this degradation led to core melting and the release of radioactive products into the atmosphere in several of the units.

This thesis presents a validated methodology for nuclear power stations type BWR / 5 that serves to determine the operation of the RCIC under degraded operating conditions and the system's transfer to alternative equipment stored in the plant. For the study of the main hydraulic variables, a model was developed with the help of AFT Fathom software. The input values correspond to the RCIC system of the Laguna Verde nuclear power plant, Unit 1.

The model was properly homologated with periodic tests made in the plant during its normal operation. From this validation, the proposed final strategy demonstrates how the adjustment of the pressure and the flow of the pump through the positioning of valves can extend the time of operation of the RCIC and guarantee better conditions for the transfer to portable equipment. Finally, these results allow for a reduction in the severity of accident when there is total loss of power, increasing the defense in depth in the nuclear power plant. In addition, the methodology developed will be implemented in support of the emergency procedures of the Laguna Verde nuclear power plant.

INTRODUCCIÓN.

La demanda energética representa uno de los principales desafíos históricos que afronta la humanidad. Al mismo tiempo, su consumo desmedido constituye la principal causa del cambio climático en el planeta. Para revertir este efecto se está incrementando el uso de tecnologías libres de emisión de gases de efecto invernadero, como formas más amigables de producción de energía eléctrica. A la vanguardia se encuentran las Centrales Electronucleares (CEN): las plantas nucleares representan el 10 % de la energía que se produce globalmente [1]. En México este valor corresponde casi al 4 % del total de la producción eléctrica nacional [2] valor que se alcanza debido a dos Reactores de Agua en Ebullición (tipo BWR/5) que están localizados en la Central Laguna Verde (CLV) en el estado costero de Veracruz.

Las centrales nucleares, incluyendo los BWR, están diseñadas con un grupo amplio de sistemas redundantes que garantizan la integridad de la planta. Los diseños en cada una de las tecnologías responden a accidentes base de diseño bajo condiciones máximas creíbles; particularmente en un BWR/5 estos accidentes incluyen la rotura en guillotina de una de las ramas de succión del lazo de recirculación [3]. En general, la actuación de los sistemas de inyección a alta y baja presión restablecen el enfriamiento del reactor. De esta manera se impide la fundición del núcleo y la subsecuente liberación de productos radioactivos que afecten al público y al medio ambiente en general.

Sin embargo, se ha postulado y la experiencia ha demostrado que ninguna de las plantas está exenta de sufrir un accidente que supere las bases de diseño para las cuales fueron evaluadas. Situación por la que atravesó la central de Fukushima Daiichi en marzo de 2011, dejando impactos socioeconómicos y ambientales que alcanzaron el máximo valor en la escala INES (Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos) de accidentes nucleares [4]. En un evento como éste, producto de una pérdida prolongada de corriente alterna (SBO) [5], los sistemas dependientes de esta fuente quedan inhabilitados. Por lo que se tiene como única alternativa de enfriamiento a los sistemas cuya dependencia radica en el vapor que se genera dentro del núcleo y que operan por medio de una turbobomba. En el diseño BWR/5, dicho sistema es conocido como Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (RCIC)[6].

Bajo condiciones muy degradadas como las que se esperan después de un SBO prolongado, el declive del RCIC es un proceso inevitable por lo que se plantean nuevas estrategias para mitigar el accidente. Esta nueva idea se basa fundamentalmente en un grupo de medidas de Mitigación Diversas y Flexibles denominadas FLEX [7]. La iniciativa FLEX incrementa la defensa en profundidad de las plantas ante fenómenos naturales que

superen su base de diseño y que incluyan simultáneamente la pérdida prolongada de corriente alterna (ELAP) y la pérdida del sumidero de calor (LHUS). Es decir, FLEX es el aprovechamiento de los equipos instalados en planta complementados por otros debidamente protegidos, hasta que la ayuda desde el exterior sea posible. Estos equipos están conformados principalmente por sistemas de bombeo portátil, así como baterías, generadores diésel, mangueras, conexiones, etc.

Una vez que el RCIC esté próximo a alcanzar sus límites máximos de funcionamiento, requiere su remplazo con el equipo de bombeo portátil anteriormente citado. Sin embargo, el tiempo necesario para alinear el nuevo equipo varía de acuerdo con las condiciones que haya quedado la central y de las fuentes alternativas de succión de agua que se tengan, por lo que se hace preciso extender el tiempo de vida operativo del RCIC. Debido a esto, es importante contar con una evaluación para entender las condiciones de operación en situaciones degradadas, bajo las cuales se garantiza el tiempo suficiente para efectuar dicho traspaso. El momento adecuado para hacerlo, es un tema complejo que se valida con este trabajo de investigación.

Como herramienta para el cálculo se dispone de un programa informático que permite la construcción y solución de sistemas hidráulicos. El software que se emplea para el análisis es el AFT Fathom [8], el mismo permite la simulación dinámica de fluidos y resulta una práctica muy útil para el cálculo de caídas de presión en sistemas de redes hidráulicas. El Fathom pertenece a *Applied Flow Technology*, una compañía de origen estadounidense de la cual se tiene su versión académica. Otro factor importante fue contar con información referida a las características y operación del RCIC.

Partiendo de lo anteriormente dicho, se enuncia el **objeto de esta investigación**: “La seguridad tecnológica de las centrales nucleares tipo BWR/5”.

Como **problema científico** de esta investigación se postula “La indisponibilidad de los equipos instalados para responder ante accidentes que superen la base de diseño de la planta”.

Como **hipótesis** de esta investigación entonces se considera, que la utilización de equipos complementarios de bombeo portátiles puede garantizar durante un tiempo debidamente necesario, el suplemento de agua de enfriamiento al núcleo del reactor.

El **alcance** de la presente investigación es evaluar y caracterizar las diversas estrategias de operación del RCIC de manera que éstas permitan efectuar el traspaso seguro hacia la bomba portátil que se encuentra en las instalaciones de reserva de la planta. Basando su metodología fundamentalmente en las pérdidas de presión a lo largo de su red hidráulica.

Se modela cada una de las estrategias de operación y se dispone de una metodología que se válida para su futuro empleo en los procedimientos de operación de la planta. Del análisis y estudio de la modelación queda determinado de manera cuantitativa cuál de

todas las estrategias posibles supone una mayor garantía para la planta. Lo dicho anteriormente representa la **meta** de esta investigación.

Por lo tanto, **la justificación** sale a la luz, precisamente, por la necesidad de contar siempre con una línea de defensa adicional ante la indisponibilidad de los sistemas de enfriamiento del reactor, ya sea por fallo del equipo o por suministro eléctrico. Con esta investigación se persigue desarrollar un patrón, el cual pueda utilizarse para el empleo de estas bombas en centrales BWR/5 haciéndolas más seguras. Estos resultados podrán tomarse directamente como base en la elaboración de las estrategias de mitigación de las plantas de este tipo.

El **objetivo general** de esta investigación será contar con una metodología validada, que sirva para determinar la operatividad del RCIC bajo condiciones degradadas y su traspaso hacia equipos alternativos almacenados en planta.

Como **objetivos específicos** del trabajo se proponen:

- 1 Estudio del funcionamiento del sistema RCIC y de todos los componentes relacionados o propios del sistema.
- 2 Identificar cada uno de los escenarios a modelar y las condiciones de operación de cada uno.
- 3 Familiarización y dominio del Software AFT Fathom para la modelación de toda la trayectoria de flujo del RCIC.
- 4 Interpretación de los resultados obtenidos y análisis de las estrategias de operación propuestas.

De aquí que las **tareas** que se ejecutarán son:

- 1 Estudiar los manuales y diagramas referentes al sistema RCIC.
- 2 Estudiar las posibles combinaciones de reposición de refrigerante y la forma de operarlas.
- 3 Registro en una base de datos de los principales valores de entrada usados por programa AFT Fathom.
- 4 Modelar la trayectoria de flujo del sistema RCIC.
- 5 Realizar las valoraciones técnicas y científicas de los resultados obtenidos.

En las secciones siguientes se brinda en primer término los antecedentes de la investigación y se describe el diseño de la metodología. A continuación, se muestra un resumen de las estrategias propuestas y se presentan los resultados. De su interpretación se elige cuál de todas las estrategias es la más conveniente para enfrentar un evento real. Por último, se concluye la investigación con un estudio de sensibilidad de los principales parámetros, se plantean las recomendaciones y se emiten las conclusiones del trabajo.

Capítulo 1. ANTECEDENTES.

1.1 DESCRIPCIÓN BREVE DE LOS ACCIDENTES DE FUKUSHIMA.

El día 11 de marzo de 2011 Japón fue escenario de uno de los accidentes nucleares más grandes de la historia. Un terremoto de nueve grados en la escala abierta de Richter, golpeó la costa noreste de ese país y posteriormente lo siguió un tsunami con olas superiores a los 10 metros [9]. Cuando el terremoto sucedió, tres de los seis reactores de agua en ebullición [10] (BWR) de la central nuclear de Fukushima Daiichi estaban operando a plena capacidad de potencia y los tres restantes se encontraban apagados por recarga de combustible y mantenimiento [11]. Las unidades uno, dos y tres se apagaron automáticamente a causa de la señal recibida por los sensores sísmicos, de acuerdo con los procedimientos de emergencia establecidos. Los primeros daños se hicieron notar sobre todas las líneas de transmisión eléctrica que llegaban a la planta, haciendo que se activaran automáticamente los sistemas de emergencia de generación eléctrica. Estos sistemas mantuvieron el enfriamiento de los reactores hasta que aproximadamente una hora después el tsunami los dañara [12].

Las unidades de la uno a la tres fueron aisladas automáticamente de sus respectivos sistemas de turbina debido a la pérdida de potencia externa, resultando en un incremento en la temperatura y la presión de los reactores debido al calor de decaimiento generado en ellos. En la unidad uno, con la señal de incremento de presión, ambos lazos del sistema del condensador de aislamiento comenzaron a funcionar y mantuvieron el enfriamiento del reactor de manera adecuada. Las operaciones exitosas de estos dos lazos disminuyeron tanto la presión como la temperatura del reactor [11], rápidamente y con el objetivo de evitar algún tipo de estrés térmico provocado por la rápida disminución de la temperatura se tuvo que detener manualmente ambos sistemas. Posteriormente, en aras de prevenir nuevamente el aumento de temperatura y controlar un adecuado enfriamiento del reactor, sólo uno de los dos lazos fue puesto nuevamente en funcionamiento [13].

Por otra parte, en las unidades dos y tres, el incremento de la presión hizo que se activara automáticamente las válvulas de alivio (SRV) [14]. Las SRV tienen como misión proteger al reactor de una sobrepresión mediante el redireccionamiento del vapor hacia la alberca de supresión donde tiene lugar su condensación. Como resultado de esta operación disminuye el inventario de agua en el reactor, por lo que se activó en ambas unidades el Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (RCIC). En la unidad cuatro, los equipos para enfriar y rellenar la alberca de combustible gastado [15] dejaron de

funcionar como resultado de la pérdida de corriente eléctrica [11]. En la unidad cinco, la presión del reactor, que se había mantenido elevada por el empleo de bombas para la realización de pruebas hidrostáticas a la vasija, comenzó a bajar debido a la pérdida de corriente alterna, tiempo después se incrementó nuevamente producto del calor de decaimiento que se fue generando dentro de la vasija, aun cuando el reactor había estado apagado por más de dos meses. Sin embargo, a diferencia de las unidades dos y tres, la presión se mantuvo lo suficientemente baja que no se requirió el funcionamiento de las SRV en modo alivio o seguridad. Por último, la unidad seis se mantuvo a presión y temperatura moderadas debido a que el calor de decaimiento era muy bajo (7 meses de apagado).

Dicho con anterioridad, después del impacto del tsunami la planta se quedó sin todos los suministros de corriente alterna derivado de la inoperatividad de los generadores diésel producto de la inundación. Esta condición se conoce en inglés como *Station Blackout* [5], pero resultó complicada, en diversos grados para cada unidad, por la pérdida simultánea de suministros de corriente directa.

Con este contratiempo se vio imposibilitado el adecuado enfriamiento de todos los reactores y las albercas de combustible gastado de cada unidad, fundamentalmente la alberca de la unidad cuatro, donde se encontraba todo el combustible del núcleo del reactor. Es importante destacar que sólo un generador diésel de emergencia (enfriado por aire) logró sobrevivir a la inundación (División III de la unidad seis). Posteriormente este equipo permaneció en operación, donde a través de conexiones temporales cubrió otras funciones de seguridad incluyendo la alimentación de algunas cargas de la unidad cinco [16].

En respuesta a esos últimos sucesos de pérdida total de corriente, los operadores activaron los procedimientos de emergencia para situaciones especiales en las salas de control principal de las seis unidades.

Fukushima Daiichi estaba equipada con fuentes de corriente directa, sin embargo la inundación afectó a estos equipos en las unidades uno, dos y cuatro [11]. A pesar de que la energía proporcionada por los bancos de baterías brindaba un apoyo importante a algunos componentes de la planta, las unidades desde el punto de vista de suministro eléctrico gradualmente quedaron en apagado total. La pérdida simultánea de AC (corriente alterna) y DC (corriente directa) impidió a los operadores monitorear parámetros esenciales de la planta, como la presión, temperatura del reactor y el nivel de agua. Esto también implicaba la pérdida del control de las variables en la alberca de combustible gastado de estas unidades. En el caso de las unidades tres, cinco y seis los operadores eran capaces de observar el estado de planta lo cual les permitía continuar con sus procedimientos de emergencia en respuesta al evento. En la unidad tres, y con la actuación del RCIC, se decidió apagar algunos equipos no críticos para la planta para prolongar la fuente de DC proporcionada por las baterías. En el caso de la unidad cinco, la

corriente directa que permitió su despresurización fue suministrada por el generador diésel de emergencia de la unidad seis, de esta manera se pudo inyectar agua al núcleo por medio de bombas de baja capacidad. En la unidad 6 que tenía un calor de decaimiento muy bajo y un generador diésel desde el cual alimentar cargas importantes, ya venía con buenas señales desde el mismo inicio de la emergencia. De ahí que los esfuerzos se concentraron en mantener funciones fundamentales de seguridad en respuesta a la pérdida de corriente externa. También, el hecho de que el reactor estuviera a presión atmosférica posibilitó la refrigeración de su núcleo a través de los sistemas de baja presión, no obstante, algunos componentes vitales para la operación de esta unidad fueron dañados por la inundación y requirieron de su restauración.

Con el paso del tiempo, ante la degradación de los equipos instalados y el agotamiento del inventario disponible de agua fresca para suministrar al núcleo del reactor, otras alternativas fueron surgiendo. Se comenzó a bombear agua de mar, toda vez que ya se suponían los reactores con un daño irreversible del núcleo, además del uso de camiones bomba-contraincendios para el bombeo de agua hacia el reactor. En las unidades de la uno a la tres, en dónde se concentraban los mayores esfuerzos, se continuó trabajando en el alivio de presión que permitiera la capacidad de bombeo de las bombas portátiles [17]. En el lapso que se planeaba que este traspaso debía ocurrir, los reactores ya estaban privados de recibir un adecuado enfriamiento. Con la disminución del nivel de agua y la presencia de vapor en su lugar, en el núcleo se comenzó la formación de hidrógeno, producto del contacto del vapor de agua a altas temperaturas con el Zircaloy de las varillas del combustible [18], al mismo tiempo que se descargaba hacia la contención primaria. El hidrógeno encontró la salida hacia el edificio del reactor a través de fugas existentes en la contención. Las concentraciones en la contención secundaria fueron tales que el 12 de marzo una explosión en la unidad uno destruyó totalmente la cubierta del edificio, perjudicando colateralmente a la unidad dos con restos de escombros lanzados por la fuerza del estallido, lo que resultó en una pérdida de la integridad de su contención secundaria. Una segunda explosión causada por la acumulación de hidrógeno, producto de fugas, hacia el edificio del reactor ocurrió el 14 de marzo, esta vez en la unidad tres de Fukushima, destruyendo el contenedor secundario superior. Por otra parte, un estruendo en la unidad dos fue reportado como otra explosión, la cual fue acompañada de una despresurización de la cámara de supresión hasta niveles atmosféricos. Esta suposición fue más tarde rectificada y declarada como incorrecta debido a una verificación realizada a la instrumentación, además que los indicadores de presión del pozo seco apuntaban 0.73 MPa (abs) [17]. Casi simultáneamente al estruendo en la unidad dos se registró otra explosión, esta vez en la unidad cuatro, producida por el paso de hidrógeno proveniente del venteo de la unidad tres.

Entretanto, las albercas de combustible gastado desde las unidades uno hasta la cuatro, contenían diferentes cantidades de combustible y representaban una preocupación, además de la exposición directa de estas albercas a la atmósfera debido a las explosiones

ocurridas en las unidades 1, 3 y 4. Ante la preocupación del sobrecalentamiento de las piscinas, se procuró suministrarle agua por medio de helicópteros o a través de escaleras contra incendio y bombas de concreto. Básicamente el empleo de bombas como equipos alternativos de enfriamiento del núcleo y de las albercas se mantuvieron como principal fuente de suministro de agua, función que desempeñaron durante las próximas semanas hasta que fueron restablecidas todas las fuentes de suministro de corriente alterna a la instalación y sustituidas por equipos más robustos.

1.2 EXPERIENCIA ADQUIRIDA DE FUKUSHIMA.

Tras el accidente nuclear de Fukushima resalta la necesidad de reforzar aún más el concepto de defensa en profundidad y de considerar todos los posibles efectos asociados a fenómenos naturales, específicamente a aquellos que pudieran sobrepasar las bases de diseño de la planta.

En junio de 2011, el director general del Organismo Internacional de la Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés), convocó a una conferencia ministerial sobre seguridad nuclear. El motivo era redireccionar el proceso de acción y aprendizaje en función de las lecciones aprendidas de Fukushima, con la mira en reforzar la seguridad de las instalaciones nucleares. La conferencia dejaba clara la necesidad de contar con un plan de acción, este plan constaba de dos vertientes principales. La primera de ellas se concentraba en la comunicación y diseminación de la información, y en la cual se promovía una serie de reuniones de carácter global. La segunda vertiente se enfocaba en la utilización efectiva de las actividades de investigación y desarrollo que se llevan a cabo en el área nuclear, y que aseguran la continuidad y desarrollo de la tecnología en nuestros días, la misma que durante el suceso de Fukushima brindó un amplio panorama de entendimiento de la progresión del accidente. Dicho plan de acción fue posteriormente aprobado en la 55 sesión regular de la conferencia general de la IAEA en septiembre de 2011.

El accidente de Fukushima demostró que existían algunas áreas donde el conocimiento y alcance de los asuntos relacionados con accidentes severos debían de ser fortalecidos [19], por lo que fue necesario reevaluar todos los procedimientos de emergencia, así como desarrollar la tecnología necesaria que permitiera lidiar con accidentes de esa magnitud. En respuesta a ese accidente los organismos nacionales reguladores, el organismo internacional de la energía atómica y demás entidades enfocaron sus esfuerzos a reevaluar la base de diseño y las licencias de las plantas nucleares existentes. En el caso particular de Estados Unidos, la NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) también concentró sus líneas de trabajo en mejorar la seguridad de sus instalaciones, basada en la experiencia de Fukushima. Entre las primeras medidas que se tomaron inmediatamente después del accidente, estuvo la formación de un grupo de

trabajo especializado conocido como NTTF (*Near-Term Task Force*). Este equipo era el encargado de realizar revisiones periódicas a las regulaciones y procesos de la NRC con la idea de determinar en cuáles de ellas era indispensable hacer algún tipo de mejora. Como resultado de sus revisiones la NTTF desarrolló un conjunto de recomendaciones que se ven plasmadas en el documento llamado “Informe y recomendaciones a corto plazo para la NRC a raíz del accidente de Fukushima” SECY-11-0093 (agosto de 2011). Recomendaciones que fueron mejoradas y llevadas a cabo a partir del desempeño en conjunto del cuerpo técnico de la NRC. En septiembre de 2011, este esfuerzo se vio reflejado en el SECY-11-0124 [20], el cual exponía las acciones recomendadas a tener en cuenta sin retraso alguno a partir del reporte NTTF y que debían de ser implementadas a juicio del cuerpo técnico, bien por partes o en su totalidad. Inicialmente se fueron priorizando cada una de las recomendaciones de acuerdo con la contribución a la seguridad que estas podrían aportar. Reconociendo que este cuerpo no era capaz de iniciar acción sobre todas las recomendaciones a la vez, surge entonces el SECY-11-0137[21] “Priorización de las acciones recomendadas a tener en cuenta en respuesta a las lecciones aprendidas de Fukushima”. Como resultado del proceso de evaluación y priorización las recomendaciones de la NTTF fueron ubicadas dentro de tres niveles.

El primer nivel incluye aquellas recomendaciones del NTTF que el cuerpo técnico de la NRC determinó que debían de empezar sin retraso alguno y para las cuales existe suficiente material de trabajo. Estas acciones incluyen todas aquellas recogidas en el SECY-11-0124 y dos más que se presentan como adicionales: venteo de las contenciones Mark I y II, y la instalación de instrumentación en la alberca de combustible gastado. El segundo nivel de actividades está enfocada a aquellas recomendaciones que no pueden ser de carácter urgente, debido a la necesidad de mayores evaluaciones técnicas, además de su dependencia con el nivel uno. Por último, el tercer nivel consiste en aquellas tareas que no cuentan con el conocimiento que las respalden y por lo tanto necesitan de un mayor estudio que las acredite.

En febrero de 2012 la NRC lanzó el memorándum SECY-12-0025 [22], conocido como “Propuesta de tareas y solicitud de información en respuesta a las lecciones aprendidas del Gran terremoto de Tohoku y Tsunami del 11 de marzo de 2011”. Como se manifiesta en este documento el cuerpo técnico de la NRC expidió la orden de “estrategias de mitigación de accidentes” conocida también como EA-12-049 [23][24]. Esta orden se encarga de verificar que las plantas cuenten con todos los equipos portátiles y conexiones que demanda la iniciativa FLEX (*Diverse and Flexible Mitigation Capability*), y también establece los tiempos para la culminación de los trabajos. Hasta julio de 2016, 68 de los 100 reactores en operación en los Estados Unidos ya se encontraban en conformidad con lo que dispone esta orden. Del resto, 19 terminarían para finales del año 2016 y las otras 13 les fue concedida una extensión por tratarse de reactores Mark I y II, en las cuales se debían hacer las instalaciones de los componentes de venteo tal y como lo establece la orden EA-13-109 [25]. Por otra parte, la orden EA-12-51 [26] requería a los licenciarios

de los reactores tener en las plantas los medios necesarios para el monitoreo remoto del nivel de agua de la alberca de combustible gastado, garantizando poder establecer los tiempos necesarios para las acciones de mitigación tras un evento que supere la base de diseño. De esta forma el cuerpo técnico de la NRC concluía que estos nuevos requerimientos daban una mayor capacidad, consistente con la filosofía general de defensa en profundidad y por lo tanto mayor garantía para la protección del público.

De forma paralela a estas estrategias, en el SECY-12-0025 también se plantea la reevaluación de los análisis de peligro por inundación y por sismos en el que puedan verse envueltas sus plantas.

Para esclarecer la relación que existe entre las estrategias de mitigación de accidentes y el proceso re-evaluativo de peligros por inundación y sismo, es que se crea el documento COMSECY-14-0037 [27] “Integración de estrategias de mitigación de accidentes para eventos que superen la base de diseño y la reevaluación de análisis de peligros por inundación y sismo”. En el mismo se solicita que en los procesos de renovación de licencia se incluya también el tema de inundación y sismo. Precisamente por lo sucedido en Fukushima es que se pide la evaluación de los escenarios que pudieran dañar significativamente el núcleo del reactor o la alberca de combustible gastado.

Después de presentado en 2015 el reporte general sobre el accidente de Fukushima, a cargo del director general del OIEA Yukiya Amano, el grupo de expertos de la NRC revisó el documento declarando que el mismo no contenía ningún aspecto que ellos no tuvieran incluidos en sus programas, precisamente debido al proceso de rectificación seguido, teniendo en cuenta los percances sufridos en Fukushima [28][6].

A manera de resumen, de la evaluación de las consideraciones de seguridad nuclear relacionadas con el accidente de Fukushima se desprenden varias enseñanzas [11].

- El concepto de defensa en profundidad sigue siendo válido, pero su aplicación debe reforzarse en todos los niveles mediante una adecuada independencia, redundancia, diversidad y protección contra los peligros internos y externos. Es preciso centrarse no sólo en la prevención de los accidentes, sino también en la mejora de las medidas de mitigación.
- Los sistemas de instrumentación y control que sean necesarios durante los accidentes que sobrepasen la base de diseño tienen que mantenerse en condiciones funcionales a fin de monitorear los parámetros esenciales y facilitar las operaciones en la planta.
- Deben establecerse sistemas de refrigeración robustos y fiables para la remoción del calor residual, que puedan funcionar tanto en las condiciones previstas en la base de diseño como en las que sobrepasen esa base.

1.3 ESTRATEGIAS DE MITIGACIÓN DE ACCIDENTES QUE SUPEREN LA BASE DE DISEÑO.

1.3.1 Flex y orden de venteo.

Entre las primeras lecciones aprendidas durante el suceso de Fukushima estuvo la comprensión del reto que representaba la pérdida de los principales sistemas de seguridad como resultado de un accidente que superó totalmente las bases de diseño para la cual fue construida la planta.

La necesidad de garantizar el funcionamiento seguro de las instalaciones en los Estados Unidos representó el fortalecimiento y en algunos casos el surgimiento de estrategias alternativas para incrementar la seguridad de las plantas. Como consecuencia, salieron a la luz varios memorandos, los cuales estaban dirigidos a establecer medidas para mantener o recuperar las condiciones vitales de la planta después de un suceso que superara las bases de diseño. Entre estas estrategias se encontraba la iniciativa de mitigación de accidentes conocida como FLEX (Capacidad de mitigación diversa y flexible). FLEX tiene como objetivo establecer en las plantas la capacidad para afrontar accidentes de manera indefinida, de forma que se eviten daños al combustible en el reactor y en la alberca de combustible gastado, así como garantizar la integridad de la contención [29]. FLEX constituye una estrategia amplia que no se encuentra ligada únicamente a un tipo de daño en específico, sino que está abierta a cualquier tipo de amenaza.

Particularmente, cada planta y cada sitio donde se encuentre ubicada tienen sus propias características y por lo tanto el empleo de FLEX estará directamente ligado con el entorno que lo rodea. Sin embargo, FLEX es una estrategia diversa y flexible, por lo que puede ser implementada en un espectro amplio de condiciones, debido a la imposibilidad de predecir cuál será el escenario exacto en el que quedará la planta después de un accidente que supere sus bases de diseño.

La disposición de FLEX consta de tres fases.

- 1- La primera fase comienza con el accidente o evento. En este momento la planta usará todos los equipos instalados, tales como turbo-bombas o sistemas alternativos de suministro de corriente, para proteger la planta. En esta fase la planta deberá ser capaz de pasar a la segunda etapa cuando los equipos utilizados en la primera hayan cumplido con su tiempo de trabajo.
- 2- La estrategia de la segunda fase se refiere al uso de equipos móviles que son almacenado in situ y se encuentran razonablemente protegidos de climas extremos y terremotos, tales como bombas portátiles o generadores. Estos equipos deberán estar dispuestos en el sitio, pero lejos de la zona afectada. Los recursos de la fase dos son traídos cerca del reactor y conectados para mantener las funciones básicas de seguridad. Durante esta fase, la planta deberá ser también capaz de transferir combustible (diésel) desde los tanques de almacenamiento

hasta los lugares donde se necesita para mantener funcionando los generadores, bombas o demás equipos portátiles. La planta deberá asegurar poder pasar a la tercera etapa antes de que los equipos portátiles hayan quedado exhaustos.

- 3- La fase final comienza cuando la ayuda desde la exterior llega a la planta. En el caso particular de la industria nuclear estadounidense, tiene en su territorio dos centros de respuesta rápida para proveer de cualquier equipo portátil a cualesquiera de sus plantas durante las 24 horas del día. Un centro está ubicado en Memphis y el otro en Phoenix.

En la **Figura 1** se ilustra cómo sería el proceso de las FLEX.



Figura 1. Estrategia de mitigación de accidente. FLEX. [7]

De la secuencia de eventos sucedidos en Fukushima hubo uno particularmente trascendental. Después de la pérdida de toda fuente de corriente producto del terremoto y la inundación provocada por el Tsunami, los operadores no tenían como refrigerar adecuadamente el núcleo del reactor (unidades 1-3). Por lo tanto, el próximo movimiento era necesariamente el venteo de la contención primaria, con la intención de evitar el continuo aumento de la presión.

Es de entender que, sin un adecuado enfriamiento, tanto en el núcleo como en la contención primaria, los valores de presión y temperatura excedieron significativamente los valores de diseño. Esto conllevó a repetidos intentos fallidos de ventear manualmente el pozo húmedo por las condiciones de alta radiación que imperaban en la zona. La incapacidad de poder ventear el pozo húmedo y así reducir la presión de la contención y el reactor inhibió los esfuerzos de enfriar el núcleo.

El accidente de Fukushima dejó claro también que, si en lugares cercanos a la planta se hubieran tenido almacenadas y bien protegidas otras fuentes de potencia, los operadores hubiesen sido capaces de operar remotamente el sistema de venteo, o si las válvulas de venteo hubieran estado en un lugar más accesible tal vez el curso del evento hubiese sido diferente. De haberse podido despresurizar el reactor en tiempo, esto hubiera permitido que los sistemas de baja presión inyectaran el agua necesaria para evitar el daño del núcleo. Lo sucedido el 11 de marzo en Japón demostró la importancia de los sistemas de venteo en los reactores BWR, no solo los de diseño de MARK I sino también los MARK II. Esto se debe a las pequeñas diferencias en los volúmenes de la contención y la alberca de supresión entre estos dos diseños, tales que bajo condiciones similares las consecuencias que sufrirían estos sería básicamente las mismas.

En las unidades de la uno a la cuatro de Fukushima Daiichi el venteo del pozo húmedo implicaba la apertura de válvulas accionadas por motor o por aire. Características similares se usan en muchos sistemas de venteo que fueron instalados en las contenciones de los BWR MARK I de los Estados Unidos, a partir de la emisión de la carta genérica (GL) 89-16 “Instalación de Sistemas de Venteo” [30]. Ante la preocupación de que sus plantas sufrieran un accidente similar, la NRC emitió en marzo de 2012 la orden EA-12-050 [31] para modificación de licencias de acuerdo al sistema de venteo confiable de la contención en reactores MARK I y MARK II, la cual fue sobreseída en junio de 2013 por la EA-13-109 [25] “modificación de licencias respecto a la confiabilidad del venteo de la contención bajo condiciones de accidente severo”. Esta última orden define los requisitos relacionados con el venteo de la contención antes y durante las condiciones de un accidente severo, así como la mejora de las capacidades de manejo de accidentes severo por parte de los licenciarios y las estrategias de venteo para mitigar la liberación de materiales radiactivos una vez que sea necesaria su uso. Otros factores que respaldan la instalación del sistema de venteo incluyen la incertidumbre en el entendimiento de los accidentes severos, la mejora en el control del hidrógeno generado, y por lo tanto mejoras en los planes de emergencia que permiten fortalecer las defensas en profundidad de estas plantas.

1.3.2 Empleo mundial de equipos portátiles para mitigación de accidentes en centrales nucleares BWR.

A raíz del accidente nuclear de Fukushima no solo la NRC tomó las medidas pertinentes para enfrentar posibles accidentes como el sucedido en Japón, sino que fue una respuesta de carácter mundial. Por su parte el bloque europeo también tomo sus propias precauciones y a pocos días del evento se iniciaron un grupo de acciones para verificar el nivel de seguridad en sus plantas. Estas nuevas medidas se resumen prácticamente en la realización de pruebas de esfuerzo a sus instalaciones. El objetivo de estas pruebas fue evaluar la capacidad de sus centrales para soportar eventos que superen sus bases de

diseño, identificar los márgenes de seguridad existentes y las medidas que podrían implementarse para mejorar su seguridad.

En el plan de acción de la ENSREG [32] (*European Nuclear Safety Regulators Groups*) emitido justo después de haberse completado tales pruebas, se consideraban los pasos en los que se debía avanzar para verificar el cumplimiento de las tareas y en donde todos los países miembros de la Unión Europea debían de preparar sus respectivos NACP (*National Action Plan*); en ellos se debían resaltar las condiciones de seguridad de sus instalaciones. Un común denominador presente en todos los planes de acción desarrollados fue la elaboración de nuevos métodos de mitigación de accidentes donde el uso de equipos portátiles jugaba un rol importante.

Particularmente hablando de Finlandia, este país europeo cuenta con dos centrales nucleares y una de ella es de tecnología de agua en ebullición. En la declaración de su plan de acción referido a las dos unidades de la central de Olkiluoto [33] (plantas BWR) refleja que las baterías de corriente directa (DC) usadas para casos emergencia están provistas con 10 horas de carga, las cuales pueden ser recargadas mediante el uso de generadores móviles. Con este fin se realizaron los estudios necesarios para la identificación de los posibles puntos de conexión donde se efectuaría la recarga. Además, fue reacondicionada la planta con una nueva forma totalmente independiente de bombear agua hacia la vasija del reactor en caso de pérdida de la corriente alterna (AC). Este arreglo consiste en dos sistemas de inyección, de alta y de baja presión. El sistema de baja presión recircula el agua desde los tanques contra incendio por medio de dos bombas booster y a través del sistema de rocío. Para ello este nuevo sistema tiene agregado un generador diésel. El sistema de alta presión por su parte consiste en una turbina de vapor que suministra el agua al núcleo del reactor desde los tanques de agua desmineralizada.

En resumen, tras el accidente de Fukushima en Finlandia se trabajó en el suministro a la planta de equipos de bombeo portátil, fuentes de alimentación y compresores de aire con conexiones rápidas ya preparadas, también se trabajó en los procedimientos y capacitación del personal. Los citados equipos deberán permanecer en lugares seguros como lo establece la FLEX. Para velar por su integridad se establecieron programas regulares de inspección que aseguran que las unidades cuentan con la variedad de equipos necesarios y con las adecuadas instalaciones para su uso. Actualmente se cuenta también con nuevas conexiones fijas instaladas para los equipos de bombeo usados para la remoción del calor residual del reactor y de las albercas de combustible gastado.

Por otra parte, el plan de acción español [34] en respuesta a las regulaciones requeridas por la ENSREG también contaba con la implementación de equipos portátiles para la mitigación de accidentes. Aspectos que fueron verificados a partir de las pruebas que tuvieron lugar en las centrales españolas. Los lapsos para la implementación de las tareas

del plan de acción fueron divididos en tres periodos, corto mediano y largo, los cuales responden a los periodos de 2012, 2013 y 2016, respectivamente. Los tiempos concebidos para su implementación son esencialmente los mismos para todas las plantas. Entre las tareas se encuentra el perfeccionamiento de las fuentes de alimentación DC; las propuestas incluyen la capacidad de alimentar las baterías a partir de generadores móviles y la implementación de baterías portátiles en algunos casos específicos. Además de estos dispositivos se cuenta con otros equipos portátiles tales como bombas de alimentación, compresores de aire, etc. Para una adecuada ejecución de estas modificaciones el plan de acción también precisa la capacitación necesaria para permitir un uso eficiente de estos equipos.

Otra nación europea que muestra un claro ejemplo de cómo la utilización de equipos móviles representa una alternativa viable para garantizar la defensa en profundidad de las centrales tipo BWR es Suecia. Este país nórdico tiene diez reactores nucleares, de ellos siete son de agua en ebullición. Para incrementar la seguridad de sus instalaciones se han implementado gradualmente un grupo de medidas a partir de las experiencias y recomendaciones que dejó el accidente de Fukushima; medidas que se ven reflejadas en su plan de acción nacional [35].

Hoy día las plantas suecas manifiestan ser capaces de enfrentar accidentes severos con presencia de la fundición del núcleo sin que este suponga un impacto significativo al público y el medio ambiente. Para alcanzar esta meta se tuvo que reacondicionar todas las instalaciones con la inclusión de filtros de venteo, sistemas de detección de terremotos más eficientes, rocío independiente de la contención, etc. Para la realización de estos estudios se definieron dos eventos especiales como eventos base de diseño. El primero de ellos referido a la pérdida de toda fuente de corriente alterna y de la turbo bomba para el enfriamiento del núcleo. El segundo consiste en una combinación de un LOCA con condiciones degradadas de la alberca de supresión. Durante estos eventos se asume que después del posicionamiento y puesta en marcha del equipo portátil no habrá intervención ninguna, lo que significa que tras el período de tiempo en que está funcionando el equipo móvil será necesario que el rocío de la contención esté disponible para reducir eventualmente la presión de la contención. Una ilustración de cómo se enfrentaría un caso como ese se muestra en la **Figura 2**.

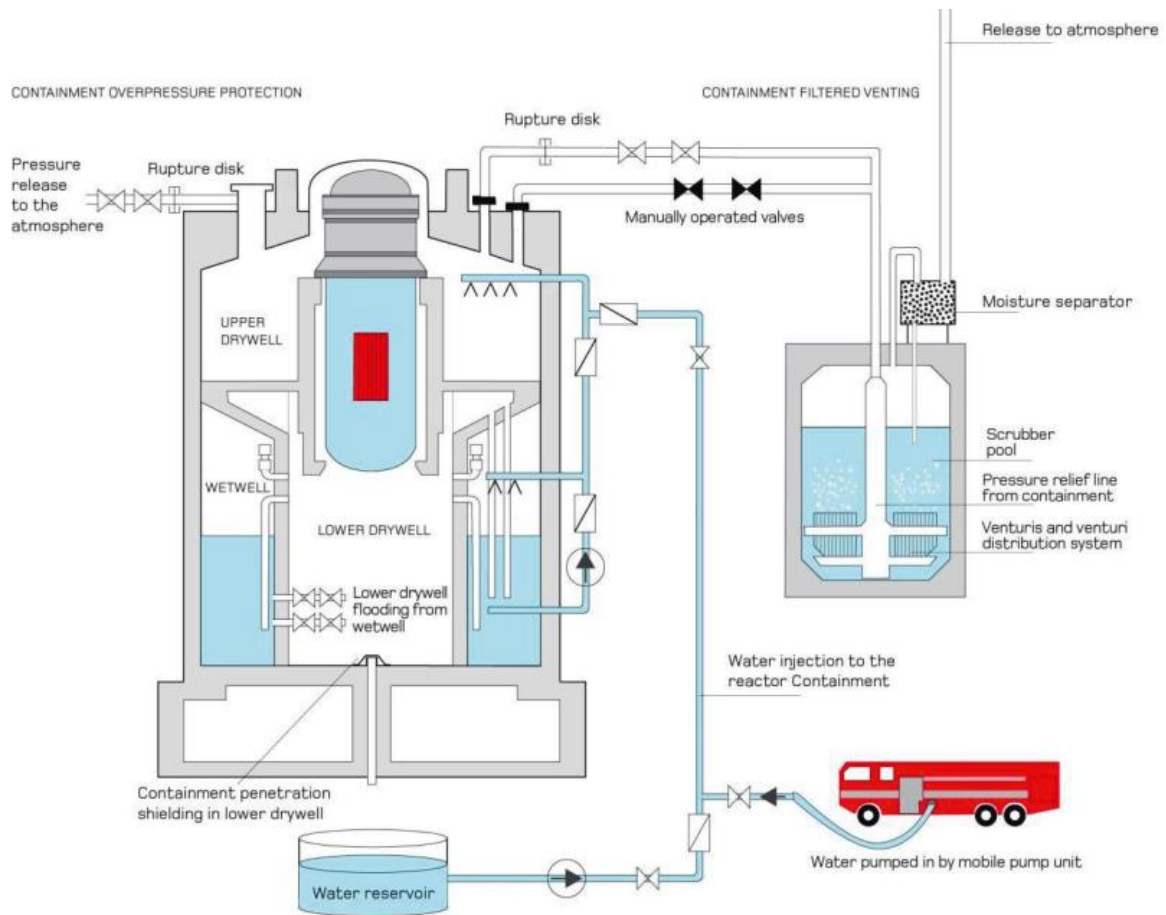


Figura 2. Inyección de agua por medio de equipos móviles [35].

Capítulo 2. METODOLOGÍA DE CÁLCULO.

2.1 FUNDAMENTO DE LA METODOLOGÍA.

Los sistemas de seguridad de las plantas nucleares están diseñados para ser operados bajo condiciones preestablecidas de funcionamiento, las cuales se traducen en límites propios de su envolvente de diseño. El empleo de estos sistemas, en zonas lejanas, de esta envolvente posibilita el detrimento eventual de sus componentes. Sin embargo, en ciertas circunstancias estas zonas no deseables pudieran llegar a ser inevitables. Desacelerar el deterioro a través del estudio y entendimiento de las estrategias de operación retardaría los efectos negativos asociados a estas situaciones.

Lograr el nivel de precisión requerido que permita establecer los valores más recomendados de operación, implica hacer una adecuada selección entre los programas hidráulicos empleados a nivel mundial para estos usos. La lista de estas herramientas es bastante amplia; entre los principales programas se encuentran: El Crane, Pipe Flow, EPANET, PipeSim y el AFT Fathom. Cada uno de ellos cuenta con características particulares; sin embargo, el Fathom de la compañía norteamericana *Applied Flow Technology* fue la opción elegida para la realización de este trabajo. Los motivos para la toma de esta decisión se basan fundamentalmente en que es el mismo programa usado por la Comisión Federal de Electricidad (CFE) para la realización de sus trabajos, de la cual no está exenta la central nuclear de Laguna Verde (CLV). Esto haría posible validar con un menor grado de incertidumbre los resultados obtenidos, los cuales pudieran en un futuro ser utilizados por la propia CFE como parte de sus análisis para la CLV. Otro motivo fundamental fue el hecho de poder contar con la versión académica más reciente, la cual fue cedida por el propio desarrollador. Además, es un software con amplio prestigio internacional, consolidado por la multitud de proyectos que se han realizado con éxito empleando esta tecnología.

2.2 DISEÑO DE LA METODOLOGÍA.

2.2.1 Diseño y preparación del modelo a emplear.

La necesidad de contar con estrategias de mitigación de accidentes más apropiadas implica que haya un alto grado de compromiso en la eficiencia, seguridad y el costo de las modificaciones. El ingeniero se enfrenta entonces con un gran desafío, lo que supone crear una relación considerablemente fiel entre la idea propuesta y el objeto de estudio. Por ello una de las formas más potentes es mediante la simulación, la cual ayuda a

comprender y entender el comportamiento de las principales variables a través de toda la red de tuberías.

Un modelo hidráulico, al igual que otros modelos, no es más que una representación simplificada de un aspecto de la naturaleza o de obras construidas en ella que ayudan a interpretar cómo sería su comportamiento en la vida real.

Para la elaboración del modelo, se dispuso, como fue mencionado anteriormente, de la herramienta hidráulica AFT Fathom. Lograr este fin requirió de la disposición de cada uno de los isométricos que en su conjunto conforman las tuberías del sistema RCIC, los cuales pertenecen a la unidad número uno de la central nuclear de Laguna Verde. En general se tienen en cuenta para la elaboración de este modelo todas las partes y componentes del sistema, a excepción de aquellas líneas como la de flujo mínimo la cual se considera como no relevante debido a que se mantiene cerrada en todas las estrategias consideradas. Así como tampoco se tuvo en cuenta una sección de la línea de enfriamiento por razones de simplificación, las cuales no afectan en la veracidad de los resultados.

Fue entonces que para lograr una mayor facilidad en el entendimiento del modelo y que éste fuera más ameno al lector, en cada isométrico se identificaron los segmentos que marcan la trayectoria del flujo. Igualmente, se identificó cada tramo dentro de ese segmento donde por cualquier motivo existiese un cambio en la elevación, un accesorio o una bifurcación del flujo; ya sea por un venteo o por una línea de prueba. La nomenclatura empleada para caracterizar estas líneas se representa como $SxTy$, en donde la S hace referencia al Segmento y la T a un Tramo de ese propio segmento; los valores de “x” e “y” hacen alusión al número tramos que hay por cada segmento en todo el modelo. El inicio y fin de cada segmento depende de la variación en el isométrico del nombre de la línea en cuestión. Los nombres en estos planos vienen representados, por ejemplo, de la siguiente manera 2-6”-RCIC (1)-1-S1. Respetando el mismo orden en que está representado, el significado es el siguiente: clase de la tubería, diámetro en pulgadas, sistema al que pertenece, número de identificación de la tubería y por último se hace mención a que es un sistema de seguridad.

En el momento en que haya un cambio en la nomenclatura mostrada, se verá reflejado en el aumento del valor de “y”, y por ende en un nuevo tramo; la otra variante sería el inicio de un nuevo segmento y a su vez de un nuevo tramo. Es importante destacar que cada segmento no se ve afectado por un cambio en el diámetro de la tubería durante su trayectoria o por alguno de los otros aspectos anteriormente descritos. La **Figura 3** muestra cómo quedaría parte de un isométrico después de haberse verificado.

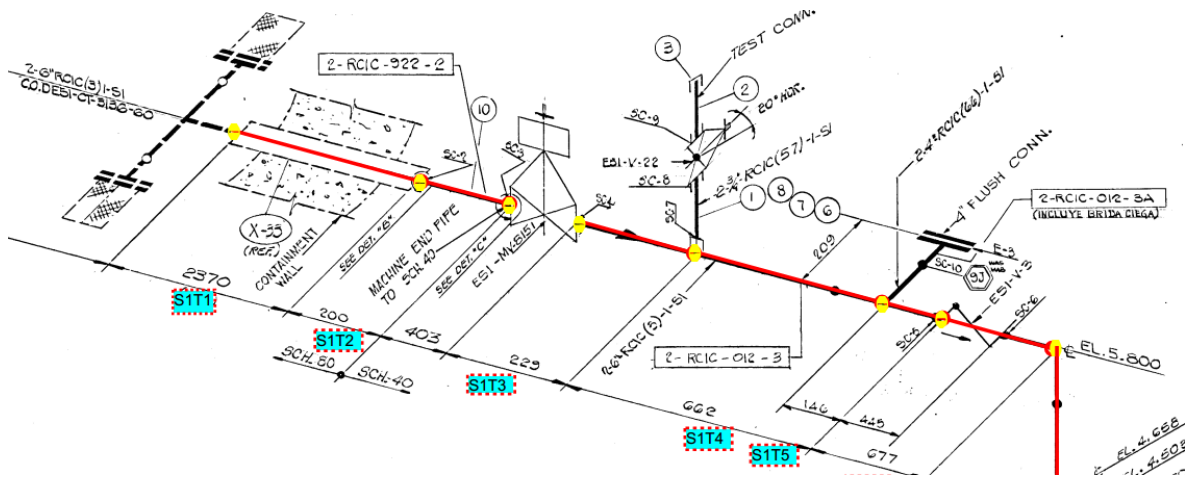


Figura 3. Nomenclatura y representación de los isométricos.

A los isométricos se les substrajeron cada uno de los datos necesarios que fueran empleados posteriormente como valores de entrada del software. Los principales valores fueron la distancia de cada tramo, diámetro, elevación, tipo de válvula, accesorios, bomba, presión del reactor, niveles de agua tanto en el reactor como en los tanques de almacenamientos de condensado entre otros. Cada uno de los datos fueron almacenados en una base de datos de Excel de manera que cualquier modificación que se hiciera durante la evaluación pudiera ser reconsiderada. Una muestra de la base de datos se aprecia en el **Anexo 1** de este documento.

Para la modelación inicial se tuvo en cuenta agua a 28 °C y a la presión de una atmósfera, a estos valores se tiene entonces una densidad constante del agua de 999.6 kg/m³. Otro aspecto que se tuvo en consideración fue la definición del coeficiente de rugosidad de la tubería, toda vez que este valor es muy importante y más si se trata de tuberías que llevan ciertos años de explotación. Esta condición hace que sea más propenso el depósito de partículas que con el tiempo disminuyen el diámetro de la línea. Esta deposición de materia provoca un aumento de la caída de presión, por lo que un adecuado valor de *f* (coeficiente de rugosidad) es indispensable en los modelos hidráulicos para lograr un mayor acercamiento con la realidad.

El modelo de fricción utilizado para determinar las pérdidas en las tuberías fue el de Darcy-Weisbach. Darcy usa la siguiente fórmula para calcular pérdidas entre dos nodos de un tramo.

$$h_l = Aq^B$$

Donde *h_l* = Caída de presión (longitud), *q* = flujo volumétrico (volumen/tiempo), *A* = Coeficiente de resistencia y *B* = exponente de flujo.

Donde

$$A = 0.0252 f(\varepsilon * d * q)d^{-5} * L$$

f = Factor de fricción.

ε = Coeficiente de rugosidad de Darcy-Weisbach.

d = Diámetro de la tubería.

q = Flujo volumétrico.

L = Longitud de la tubería.

Los valores de rugosidad para tuberías pueden ser encontrados en varias literaturas dependiendo del tipo de material que sea el componente.

Por otra parte, los datos suficientes para introducir la curva característica de la bomba fueron tomados de la hoja de datos de la bomba del RCIC de Laguna Verde.

Esta curva describe el comportamiento hidráulico de la bomba, la cual representa una relación entre los distintos valores de caudal con parámetros como la altura manométrica, la eficiencia hidráulica, la potencia requerida y la altura de aspiración (NPSH), que están en función del tamaño, diseño y construcción de la bomba. Estas curvas obtenidas experimentalmente en un banco de pruebas son proporcionadas por los fabricantes a una velocidad de rotación determinada (N). Se representan gráficamente, colocando en el eje de abscisas los caudales y en el eje de ordenadas las alturas, eficiencias, potencias y alturas de aspiración [36]. Usualmente a esta gráfica se le añade otra curva característica, esta vez del sistema, donde el punto de encuentro entre estas dos trayectorias se denomina punto de operación de la bomba, el cual se define como el flujo volumétrico que será entregado una vez que la bomba se instale en ese sistema y que estará determinado fundamentalmente por la carga estática total y las pérdidas de presión asociadas al sistema de bombeo.

2.2.2 Descripción del software empleado: AFT Fathom.

El AFT Fathom es un software desarrollado por la compañía estadounidense *Applied Flow Technology* [8] para el cálculo de sistemas de redes hidráulicas en estado estacionario con fluidos compresibles e incompresibles. En cada una de las tuberías del sistema el programa calcula su flujo, las caídas de presión, así como la transferencia de calor con o sin aislamiento. También se pueden realizar balances de energía en equipos de refrigeración e intercambiadores de calor. Fathom permite dimensionar tuberías, bombas, válvulas, intercambiadores de calor, aislamiento de tuberías, etc. En él se pueden definir todo tipo de fluidos (newtonianos, no newtonianos y *slurries*). Los modelos de AFT Fathom pueden ser simplificados, permitiendo al usuario obtener conclusiones importantes desde las

fases iniciales del proyecto, o muy detallados, representando con precisión el sistema de tuberías.

Las principales características del Fathom es que soporta sistemas operativos de 32 y 64 bits, y el mismo puede trabajar con sistemas de unidades inglesas y del sistema internacional. El programa incorpora bibliotecas de líquidos, tuberías y materiales, todas ellas personalizables que permiten una mayor flexibilidad en el trabajo. También permite la creación de sus propias bibliotecas de trabajo. Con esta herramienta se pueden comparar y analizar diferentes escenarios o configuraciones de un mismo sistema, manteniendo toda la información en un mismo archivo.

Con el Fathom se tiene una interfaz gráfica muy amena para el trabajo la que resulta en una forma muy fácil de incorporar componentes al modelo, tan fácil como arrastrarlos. En la ventana emergente de cada uno de ellos se muestran los parámetros mínimos requeridos para definir rápidamente el modelo. A la hora de realizar la modelación no existe limitación alguna en cuanto al número de componentes que se pueden manejar. En él se pueden definir las formas geométricas que tendrán las tuberías a modelar (sección circular, rectangular, etc.) y hasta un máximo de 25 de ellas por cada nodo representado (sin importar el número de nodos). Puede definir cualquier tipo de bomba (centrifuga, de tornillo, de engranajes, etc.), introduciendo su curva característica, o bien un valor fijo de caudal, carga hidráulica o un valor de presión en la descarga. El usuario tiene a su disposición un selector de bombas en línea para que le ayude en la selección de la bomba que mejor se ajuste a sus condiciones de servicio. Pueden definirse válvulas de todo tipo: válvulas de control, de seguridad, de compuerta, de guillotina, de tres vías, etc. Permite definir codos, reducciones, venturis, filtros, aspersores y orificios. Por último, los resultados obtenidos se representan en forma de tablas, las cuales pueden ser personalizadas; también se pueden obtener gráficas de todos los parámetros calculados y esquemas colorimétricos del modelo.

Capítulo 3. ESCENARIO DE ACCIDENTE Y APLICACIÓN DE ESTRATEGIAS.

3.1 SIMULACIONES DE MAAP4 PARA LOS ESCENARIOS

3.1.1 Mecanismos de refrigeración de las centrales nucleares tipo BWR: El RCIC.

Después de que un accidente sobrepasa los límites seguros de operación de la planta, la actuación del sistema de protección insertará instantáneamente todas las barras de control, deteniendo así la reacción en cadena producida por la fisión en los elementos combustibles. Consecuentemente con esta acción, las actuaciones de los mecanismos de refrigeración representan la vía de preservar la integridad del combustible; a estos mecanismos se les conoce como sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS, *Emergency Core Cooling System*). Su objetivo principal es mantener el enfriamiento del núcleo después de una pérdida de refrigerante (LOCA, *Loss-Of-Coolant Accident*), incluyendo al accidente base de diseño (DBA, *Design Basis Accident*) para evitar el daño del núcleo y la posterior liberación de productos de fisión. Estos sistemas persiguen limitar en primera instancia, el incremento de la temperatura y la posterior oxidación del encamisado del combustible, para prevenir la formación de hidrógeno que tiene lugar a altas temperaturas y que pone en peligro la integridad de la contención.

Los ECCS se dividen en dos grupos principales, esta separación se debe esencialmente a los rangos de presión en los que trabajan. El primero de ellos opera a altas presiones y el segundo a bajas presiones de la vasija del reactor. En el caso del de alta presión está compuesto por el sistema de rocío de alta presión (HPCS) y por el sistema de despresurización automática (ADS, *Automatic Depressurization System*). El HPCS tiene como objetivo mantener el nivel de agua de la vasija cuando ocurre una rotura pequeña que no provoca la despresurización del reactor. El mismo consta de una bomba principal y una de llenado, y está formado por un solo lazo para la realización de su función principal y para la prueba del sistema. Las fuentes de succión de agua son los TAC como su primera opción y la alberca de supresión como alternativa.

Entre tanto, el alivio de presión de reactor está formado por 10 válvulas de alivio/seguridad montadas sobre las cuatro líneas de vapor principal, de éstas, cinco están diseñadas para operar con la función de despresurización automática. Estas válvulas están dispuestas de manera tal que, si ocurre una rotura que provoca una disminución en el inventario de agua y si el HPCS no recupera el nivel, entonces este sistema se encarga de despresurizar la vasija para que los sistemas de baja presión inunden el reactor. Por lo que tienen un temporizador (105 segundos) que retarda su actuación; tiempo en el cual el operador de la planta puede ver la respuesta del HPCS y entonces tomar la decisión de despresurizar o no el reactor. La despresurización rápida del reactor es efectuada por

medio de la descarga del vapor a través de las válvulas de alivio y seguridad (SRV, *Safety Relief Valve*) a la alberca de supresión. Estas descargas se hacen por medio de tuberías individuales, las cuales tienen asociada dos válvulas rompedoras de vacío que permiten la entrada de aire del pozo seco, evitando que luego de una actuación de las válvulas, debido a la condensación de vapor en la línea de descarga, se succione agua de la alberca de supresión, lo que provocaría un golpe de ariete en una nueva actuación de las SRV. En la **Figura 4** se representa la descarga de dicho sistema.

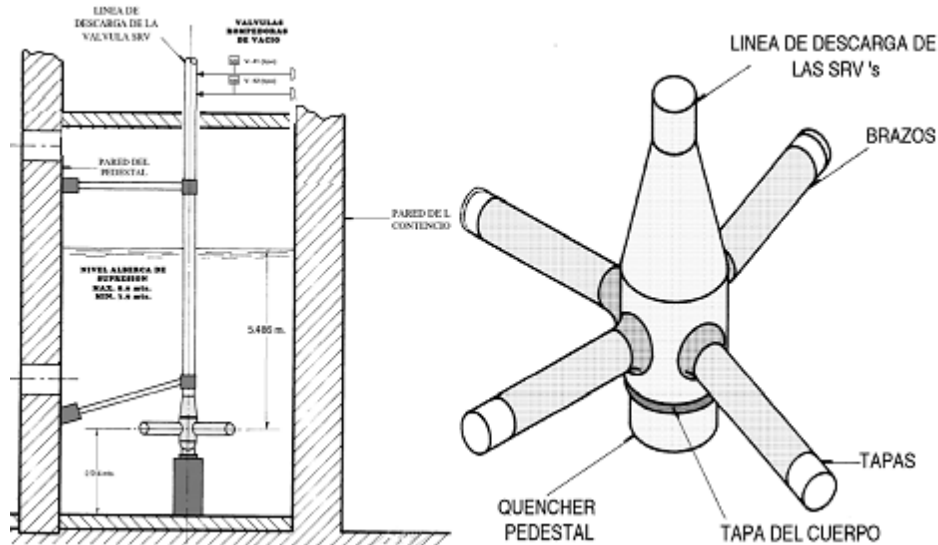


Figura 4. Sistema de despresurización automática; ADS.

Por otra parte, una vez que la despresurización haya tenido lugar, se puede incorporar a la tarea de enfriamiento al Sistema de Inyección de Baja Presión (LPCI, *Low Pressure Core Injection*). Este sistema forma parte de uno de los modos de operación del Sistema de Remoción de Calor (RHR, *Reactor Heat Removal*); modo que se encuentra normalmente alineado y en reserva durante la operación normal de la planta.

Por último, el sistema de rocío a baja presión (LPCS, *Low Pressure Core Spray*) tiene como objetivo el enfriamiento del núcleo del reactor independientemente de la actuación de cualquier otro ECCS. El LPCS lo constituye un solo lazo y su fuente de agua proviene de la alberca de supresión. Para el caso de accidentes con una pérdida pequeña de refrigerante el LPCS complementa su función con la actuación de las ADS.

Además del LPCS, como se había visto anteriormente dentro de los ECCS, se tiene también el HPCS; estos dos sistemas de rociado cubren totalmente el núcleo en caso de un accidente tipo LOCA. Los mismos constan de dos distribuidores con toberas pequeñas, colectores, así como de las tuberías de suministro. Los distribuidores son componentes estáticos y se encuentran distribuidos en la parte superior del envoltorio del núcleo. La posición más elevada corresponde al HPCS y la inferior al LPCS, cada uno de ellos se colocan en dos secciones individuales a 180° uno de otro para evitar que las expansiones

térmicas dañen su estructura [37]. En la **Figura 5** se presentan las ubicaciones de los distribuidores de flujo.

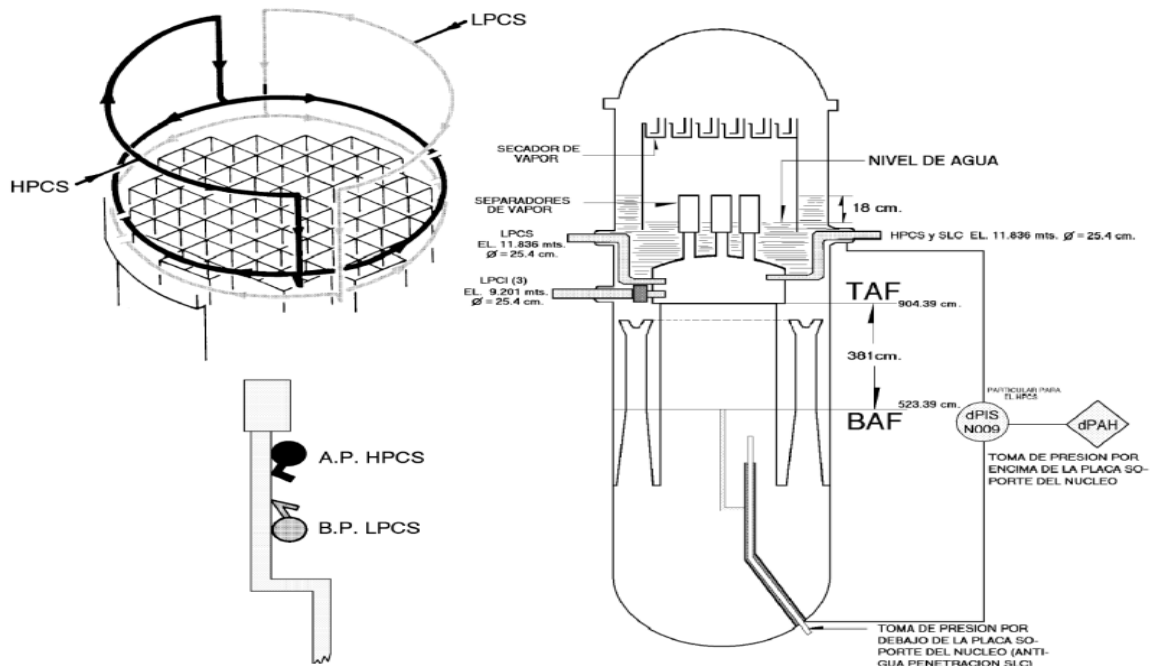


Figura 5. Distribuidores de flujo en el núcleo. HPCS y LPCS.

Un sistema particularmente importante en el esquema de seguridad de la planta lo constituye el RCIC. Este sistema mantiene el suficiente inventario de agua en la vasija durante un evento derivado del aislamiento entre el reactor y la turbina principal de la planta, lo cual interrumpe el suministro de agua de alimentación. Este sistema tiene como objetivo el enfriamiento del núcleo, independientemente también de la actuación de cualquier otro sistema de emergencia anteriormente mencionado. El RCIC tiene dos fuentes principales de succión de agua para el enfriamiento de la vasija del reactor, ya sea de los tanques de almacenamiento de condensado o bien de la alberca de supresión (vía secundaria), esta última se alinea manualmente cuando hay señal de bajo nivel de los tanques de condensado o alto nivel de agua en la alberca de supresión. El sistema RCIC consiste básicamente de una bomba principal impulsada por una turbina de vapor, y las tuberías y accesorios necesarios para garantizar la inyección hacia el reactor.

Este sistema comprende entonces dos circuitos fundamentales, lado agua y lado vapor. El primero de ellos mediante el cual se toma agua de una de sus dos fuentes y es inyectada a la vasija. El otro lazo lo constituye una línea principal con vapor proveniente del reactor que es usado para accionar la turbina; el vapor exhausto es dirigido entonces hacia la alberca de supresión donde es condensado. La turbina incluye también un circuito de enfriamiento de aceite lubricante, y un sistema recolector de vapor de sellos de la turbina

y fuga de vástagos de las válvulas de control. La iniciación del sistema puede ser automática por señal de bajo nivel en la vasija del reactor, o manual por actuación del operador desde el cuarto de control principal.

3.1.2 Comportamiento de la contención: temperatura del pozo seco y alberca de supresión, presurización, efecto del venteo.

Los sistemas de ventilación y aire acondicionado (HVAC) en las centrales nucleares están provistos con el objetivo de proporcionar las condiciones ambientales adecuadas dentro de las instalaciones, para el confort del personal y la correcta temperatura para la operación de los equipos. En el caso del sistema de enfriamiento de la contención primaria, entre otras cosas, está diseñado para suministrar aire hacia el área de las SRVs para evitar altas temperaturas en esta zona. Todo el equipo del sistema de enfriamiento de la contención primaria se encuentra ubicado en el pozo seco, el cual cuenta con dos trenes de unidades enfriadoras, cada tren alimentado de una división en particular. Pero cuando se presenta un accidente como el ocurrido en Fukushima, la pérdida prolongada de toda fuente de corriente eléctrica inhabilita este sistema. Como consecuencia del aumento de la temperatura producido por el rechazo de calor de la vasija del reactor y la incapacidad del HVAC para remover el calor, las SRVs pueden verse amenazadas.

El comportamiento que describe una situación como ésta se ve representado en la **Figura 6**. Estos resultados fueron obtenidos por medio de simulaciones hechas en código de simulación MAAP4 [38] para un escenario como el que se postula en este trabajo de investigación.

En un accidente como el de Fukushima, perder las SRVs implicaría perder el control de la presión del reactor por medio de su ciclado, esto impediría a los operadores mantener el reactor en una banda de control de presión deseada. Es entonces que, para remediar la situación, lo primero que se hace es reducir la presión del reactor (Prx) con el objetivo de disminuir la temperatura de saturación del agua, lo cual a su vez disminuiría la diferencia de temperatura entre el reactor y el pozo seco, dándole a las SRVs mejores condiciones de operación. Con esta maniobra se esperaba que la temperatura del pozo seco se mantuviera por debajo de los 171 °C, que es la temperatura máxima para la cual están calificados los solenoides de las válvulas.

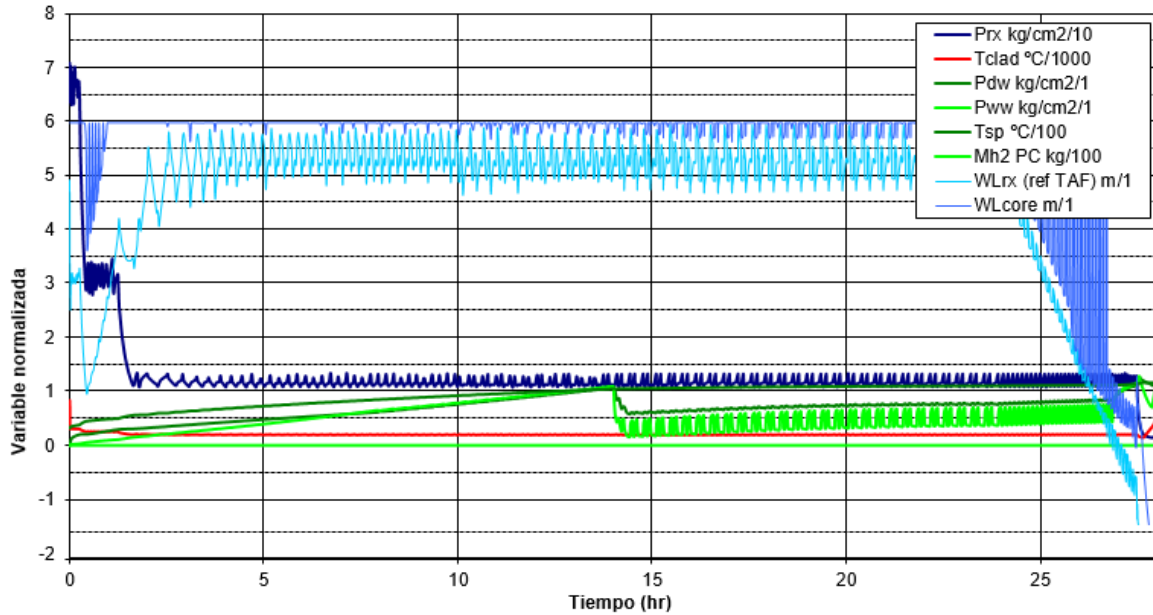


Figura 6. SAG03: SBO y RCIC por 24 h.

De la **Figura 6** se aprecia que esta despresurización provoca una disminución del nivel de agua del reactor (WLrx). Sin embargo, después el nivel es recuperado por medio de la inyección del RCIC, el cual entonces se opera cíclicamente manteniendo una banda de control del nivel elevada para evitar inundar el reactor. Las próximas actuaciones de SRVs son para remover el vapor generado por calor de decaimiento y mantener así la banda de control de presión deseada; éstas van acompañadas de un aumento aparente del nivel de agua en el reactor. El nivel de agua es una variable que se mide de manera indirecta en el *downcomer* (región anular fuera del envoltorio del núcleo), y al presentarse la despresurización sucede un fenómeno llamado hinchamiento. Este proceso provoca un desplazamiento del agua sobre el núcleo a través de los separadores, llevándola hacia el *downcomer*. Esto hace que los operadores tengan una lectura exagerada del nivel de agua del reactor; es decir, cuando realmente este nivel está bajando ellos perciben que va subiendo. Al cerrar la SRV el nivel en el *downcomer* cae debido al colapsamiento de vacíos dentro del núcleo, y finalmente se recupera por el aporte de agua del sistema RCIC. De esta forma, la operación conjunta del RCIC y las SRV dificulta mantener una banda de control de nivel de agua estrecha y elevada en la vasija.

La **Figura 7** muestra un acercamiento de lo que sucede entre las cinco y las seis horas del accidente. De esta manera se aprecia mejor el hinchamiento del nivel de agua y su relación directa con la presión del reactor.

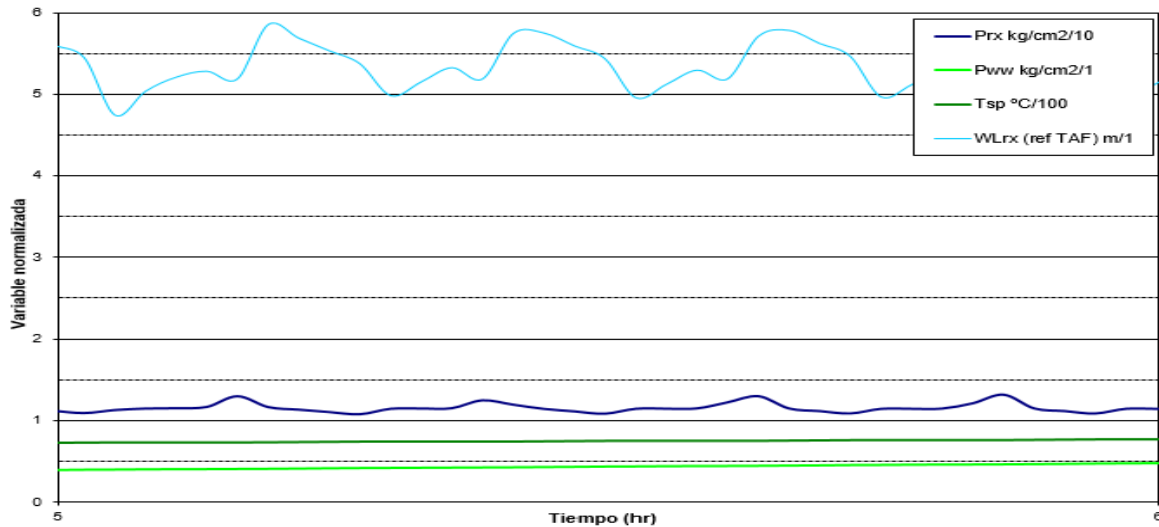


Figura 7. SAG03: SBO y RCIC por 24 hr. Período entre las cinco a diez horas de iniciado el evento.

Cuando ya se logra tener al reactor en un rango de presión conveniente, entonces otros factores comienzan a ser preocupantes. Las actuaciones paulatinas de SRVs para desfogar el calor de decaimiento hacen que la entalpía del agua de la alberca de supresión vaya aumentando progresivamente. Ciertos componentes del sistema RCIC son enfriados con el agua succionada de la alberca de supresión. En primer lugar, los sellos de la bomba están calificados para la temperatura considerada en la base de diseño y éstas pueden ser excedidas bajo ciertas condiciones degradadas cubiertas en los Procedimientos de Emergencia (OEs) y las Guías de Accidentes Severos. El alcanzar la temperatura de calificación de los sellos no lleva a falla inmediata del equipo, pero se espera tener un desgaste acelerado cuando se exceda significativamente. La bomba podría continuar funcionando aun con una falla catastrófica de los sellos, pero la razón de fuga a través de éstos sería suficiente para inundar el área de la bomba si no se tomaran medidas para controlar el derrame. Dependiendo del escenario, este control podría hacerse automáticamente con las bombas del sumidero de drenajes de piso, o podría requerir el uso de un equipo portátil.

Otro factor que va aparejado al incremento continuo de entalpía de la alberca de supresión es el aumento de la presión del pozo húmedo (Pww) correspondiente a la presión de vapor. Este hecho favorece a su vez al aumento de la temperatura en la alberca de supresión y por ende a las inconveniencias ya descritas. Cuando se alcanzan valores cercanos a los 102 °C se espera tener un rendimiento degradado de la bomba del RCIC. El venteo del pozo húmedo se convierte en una acción necesaria para evitar el continuo aumento de la temperatura y la sobre-presurización de la alberca. No obstante, se deberá velar por que se siga garantizando el NPSH requerido por la bomba ya que este venteo disminuirá el NPSH disponible. En la **Figura 6** se puede apreciar cómo el efecto del venteo cerca de las 14 horas hace que la temperatura de la alberca (Tsp) se mantenga constante, y que la presión del pozo húmedo disminuya y después fluctúe producto de la actuación

de SRV, con una pequeña tendencia al aumento a medida que pasa el tiempo. Esta oscilación se debe lógicamente a la descarga de vapor a una alberca saturada cada vez que se procede con la actuación de las SRVs.

En resumen, en un accidente como éste, la respuesta de la contención primaria inevitablemente lleva a retar los límites de diseño de las SRVs y el RCIC. Si bien se pueden tomar medidas efectivas para limitar el incremento de temperatura del pozo seco y de la alberca de supresión, todavía se espera alcanzar valores donde se pudiera llegar a la indisposición gradual de estos sistemas. Por lo tanto, las estrategias de mitigación deben tomar en cuenta estas limitantes.

3.1.3 Comportamiento del reactor: necesidad de despresurización, ciclado de SRVs, demanda de refrigerante.

Todas las variables asociadas al comportamiento de la contención que fueron descritas en el apartado anterior están necesariamente ligadas a lo que sucede en el reactor. La necesidad de mantener la integridad de las SRVs no es el único motivo por el cual se despresuriza el reactor en un accidente como este. Con el transcurso del evento, necesariamente se tendrá que sustituir el enfriamiento del reactor con equipos de bombeo portátiles. La capacidad de bombeo de estos equipos dista de ser cercana a los valores de presión nominal del reactor, por lo que su despresurización es necesaria.

De los resultados obtenidos con el código MAAP4, **Figura 8**, se observa que la presión del reactor baja súbitamente desde alrededor de unos 70 kg/cm² hasta aproximadamente 30 kg/cm² y luego se mantiene constante por unos 45 minutos para de nuevo bajar y alcanzar el valor de 11 kg/cm².

La razón por la que este proceso de despresurización se hace a intervalos, se debe fundamentalmente a evitar exceder los 55°C/h de disminución de temperatura que se alcanzarían con despresurizaciones como éstas, lo cual está limitado por Especificaciones Técnicas. A pesar de que los nuevos procedimientos de emergencia durante accidentes severos vienen escritos para permitir exceder este ritmo de enfriamiento para un escenario tan degradado como el postulado, la despresurización a intervalos de 55°/h representa una suposición conservadora en cuanto a la respuesta de la contención.

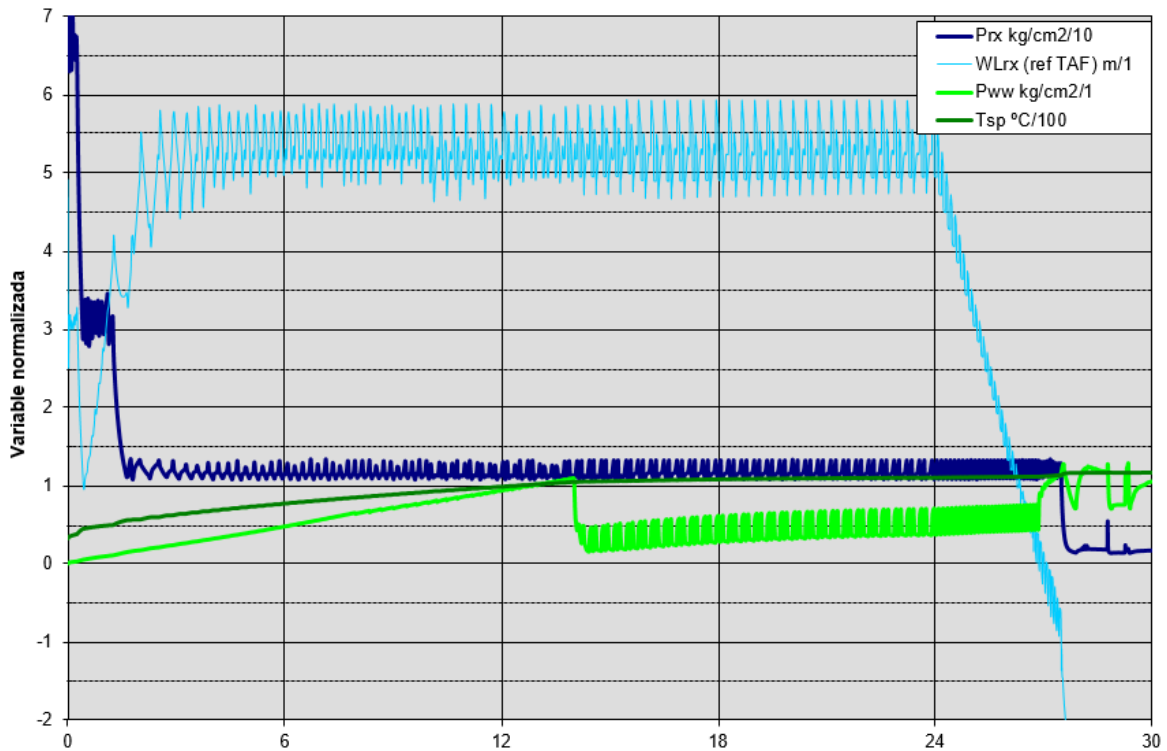


Figura 8 SAG03: SBO Y RCIC por 24 hr.

Ya con este último valor de presión del reactor la inyección de refrigerante con equipos portátiles sería tangible, posibilitando su entrada para remover el calor generado en el núcleo. La meta para permitir la transferencia sería mantenerse lo más cercanamente posible a ese valor de presión mediante la actuación de las SRVs. Dejar que la presión del reactor suba demasiado provocaría que la presión opuesta a la bomba portátil sería demasiada e impediría que inyectara agua al núcleo en el momento que fuera necesario. Una presión demasiado baja no garantizaría la presión de vapor suficiente para mover la turbina y por ende el enfriamiento del reactor se vería comprometido durante el tiempo que se planea hacer una sustitución hacia el equipo de bombeo portátil.

3.2 FUNCIONAMIENTO DEL RCIC.

3.2.1 Breve descripción del RCIC.

Cuando comienza la operación del RCIC, el suministro de vapor a la turbina del sistema proviene de la línea "C" de vapor principal del reactor. La ramificación se encuentra ubicada aguas arriba de las válvulas de aislamiento de vapor principal, teniendo como objetivo mantener funcionando el sistema incluso después del aislamiento. Por otra parte, la válvula de paro y admisión de vapor MV-8113 está prevista para aislamiento de la turbina del RCIC durante condición en reserva. La MV-8113 está normalmente cerrada y mantiene esa posición a menos que la válvula de escape del vapor MV-8149 abra. De esta

manera se garantiza que el vapor que entra a la turbina tenga su escape disponible hacia la alberca de supresión.

Cuando el Sistema RCIC está en operación, fluye el agua desde los tanques de almacenamiento de condensado (TAC) TK-001A/B a través de la válvula de succión MV-8100 o desde la alberca de supresión por medio de la válvula de succión MV-8151, la cual representa la fuente alternativa de agua. Una vez que se hace la transferencia desde los tanques hacia la alberca de supresión, la válvula de succión MV-8100 de los tanques se encarga de aislarlos del sistema; cuando sea el caso, cerrará automáticamente una vez que la válvula de succión de la alberca de supresión esté totalmente abierta. Es importante destacar que la MV-8100 se encuentra abierta cuando el RCIC está en reserva y listo para ser operado; sin embargo, los TAC no están calificados sísmicamente y el operador deberá transferir la succión a la alberca si se detecta una disminución en su nivel. Por lo tanto, en un evento sísmico que exceda la base de diseño es de esperarse que la succión del RCIC quede alineada a la alberca de supresión.

Una vez que se intercambia la fuente de agua de los tanques hacia la alberca de supresión, el refrigerante pasa a través de unos filtros para impedir que partículas mayores de cierto tamaño puedan entrar al reactor.

Aguas abajo de la descarga de la bomba principal del RCIC se encuentra una ramificación de dos pulgadas de diámetro. Esta tubería tiene como objetivo suministrar agua hacia el enfriador de aceite de lubricación y al condensador barométrico. La válvula de motor MV-8118 en la línea de enfriamiento se encuentra normalmente cerrada y abre de manera automática con la iniciación del sistema. Seguido de esta válvula, aguas abajo, se encuentra la PCV-8119; esta válvula controladora mantiene una presión constante de 10.5 kg/cm² para garantizar que el enfriador de aceite no se vea afectado por una sobrepresión. La línea cuenta con orificios restrictores para limitar el flujo promedio hacia el enfriador de aceite entre los 1 y 1.583 l/s (16 a 20.5 gpm) [39], lo cual es suficiente para enfriar el aceite de lubricación de la turbina durante su operación normal. Con esto se busca mantener por debajo de los 140°F (60°C) la temperatura del lubricante y de esa manera evitar que la temperatura de los metales alcance los 160°F (71.1°C) que es cuando comienzan a presentarse signos de desgaste, aunque la experiencia ha demostrado que pueden funcionar hasta los 300°F (148.8°C) [40][41].

Cuando se requiere probar el sistema durante la operación normal de la planta existe una derivación destinada para tal propósito. La línea de prueba proporciona una ruta de escape hacia los tanques de condensado que permite probar la capacidad del sistema. Esta línea consta de dos válvulas de prueba, la MV-8138 y la MV-8137. La MV-8138 es una válvula de globo que se usa para estrangular el flujo, y de esta manera simular diferentes presiones del reactor. La MV-8137 es una válvula de corte la cual tiene como única tarea aislar los tanques de la línea de prueba. La válvula de descarga del RCIC es la MV-8144, abrirá automáticamente con la iniciación del sistema, además proporciona aislamiento del

RCIC para propósitos de integridad de la contención y el sistema primario. Por último, la inyección a la vasija se hace a través de una tobera en la parte superior de su tapa.

Como se había resaltado anteriormente, la bomba principal del sistema está accionada por una turbina de vapor. El rango mínimo de trabajo para asegurar la integridad de la turbina ronda los 2200 rpm (velocidad mínima recomendada por el fabricante), de lo contrario los daños colaterales asociados a la baja presión de aceite de lubricación pudieran degradar significativamente la integridad de los metales de las chumaceras. Una representación gráfica del sistema se muestra en la **Figura 9**.

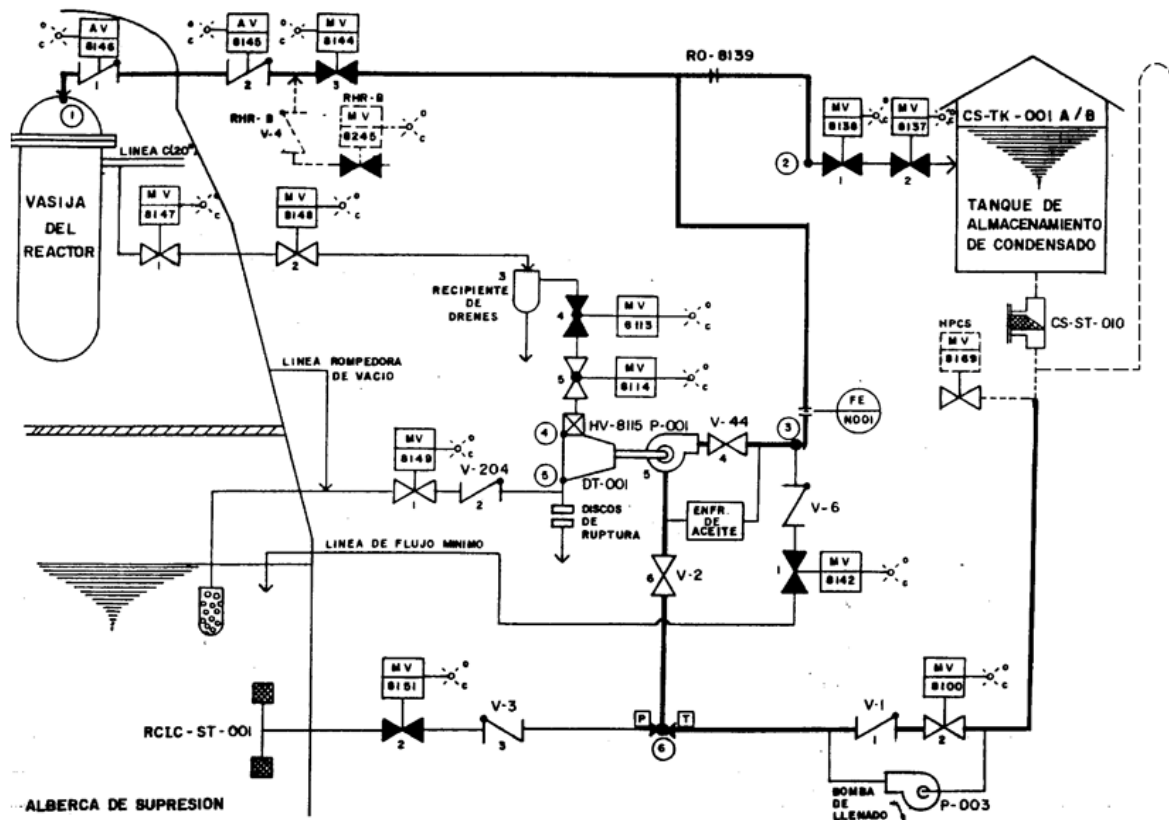


Figura 9. Sistema de enfriamiento con el reactor aislado RCIC.

3.2.2 Modo de operación en lotes vs. Modo de operación continuo.

El RCIC puede trabajar en dos modos de operación alternos. El primero de ellos es conocido como modo continuo, y puede ser utilizado de dos formas diferentes. En la primera se regula el caudal de inyección para mantener el nivel de agua en la vasija dentro de una banda estrecha de control. La segunda forma permite al RCIC trabajar a caudal nominal; en este caso el flujo se divide entre el reactor y los tanques de almacenamiento de condensado según se necesite, para así mantener el nivel de agua de la vasija y contribuir al control de presión del reactor.

El segundo modo de operación permite al RCIC trabajar en puntos cercanos a sus condiciones nominales de operación por medio de pausas (modo lotes). En este modo el sistema arranca y para con el objetivo de mantener el nivel dentro de una banda de control deseada.

El RCIC puede ser operado en cualquiera de estos dos modos cuando la succión es desde los TAC. Poner en marcha y apagar el RCIC (modo lotes) es probablemente de las dos alternativas la de menor confiabilidad [41], ya que no es posible evitar el ciclado de válvulas al tener el sistema operando intermitentemente. Por otra parte, cualesquiera de las otras dos formas de operación continua garantizan una mejor disponibilidad, si se tiene en cuenta que con ellas se pueden disminuir las demandas de baterías que se tienen en el modo lotes.

Cuando la succión del sistema cambia del TAC a la alberca de supresión, contar con un fluido mucho más caliente reduce el NPSH disponible y la capacidad de enfriamiento del aceite de lubricación. Se pensaría en el modo de operación en lotes, el cual brinda un rango de tiempo para enfriamiento entre cada una de las paradas y las pausas necesarias para volver a ganar en NPSH positivo para la bomba. Sin embargo, se debe tener en cuenta que realizar esta maniobra cuando las chumaceras han alcanzado ciertos valores de temperatura puede dar lugar a que se peguen los metales por entrar en contacto al parar la turbina. Entonces se considera más recomendable no parar la turbina, y la operación en cualquiera de las dos formas de operación continua parece ser la mejor manera de operar el RCIC. Dada la baja demanda de vapor del RCIC no se espera que los modos continuos despresuricen el reactor hasta después de siete o más días de apagado.

3.2.3 Problemáticas de operación del RCIC bajo su uso en condiciones degradadas.

Como se resaltó anteriormente, el sistema RCIC tiene dos opciones de succión de agua, ya sea de la alberca de supresión o de los tanques de almacenamiento de condensado. Dependiendo de dónde sea la fuente del refrigerante el sistema estará marcado por límites operativos, los cuales se deberán monitorear continuamente para no incurrir en valores no deseados.

De estas opciones, la segunda es la que tiene las condiciones de operación más deseables, estando limitada únicamente por el incremento de nivel de agua de la alberca de supresión, toda vez que se supone que el refrigerante inyectado se descarga a través de las SRVs, pero manteniendo la presión de vapor necesaria para la turbina, y que el tanque de almacenamiento de condensado se reabastece continuamente. También, a diferencia de la alberca de supresión, los tanques proporcionan agua con mucha mejor calidad, se encuentran a una elevación más alta y no son afectados por el calentamiento de la contención producto de la descarga continua de vapor.

Cuando la toma de agua es de la alberca de supresión las limitantes son otras. La indisponibilidad del sistema está marcada fundamentalmente por la temperatura de la alberca, por la velocidad de rotación de la turbina y por la altura neta de succión de la bomba (NPSH). Estudios realizados revelan que para temperaturas del agua de refrigerante cercana a los 175°F (79.4 °C) tanto la turbina como la bomba comienza a tener signos de degradación, pero aun así continuará inyectando agua hasta valores cercanos a los 240 °F (115.5°C)[40][41]. Estos valores pueden variar dependiendo del régimen de operación y características de la turbina: a velocidades mínimas y holgura máxima en las chumaceras, el desgaste de los metales comienza cerca de los 215°F (101.6°C); a altas velocidades y con holgura máxima el deterioro no comienza sino hasta los 240°F (115.5°C); finalmente, a altas velocidades y holgura óptima, que representa las mejores condiciones de trabajo, este desgaste no sucede hasta próximo a los 265°F (129.4°C). Esto sucede como producto de que la bomba de lubricación es un equipo de desplazamiento positivo que se encuentra acoplado al rotor de la turbina y por tanto gira en función de sus rpm. Como resultado de esto, a mayor velocidad se tendrá una mayor presión de lubricante sobre las chumaceras y una mejor lubricación de las mismas. Siguiendo lo anteriormente dicho, es mejor entonces que la turbina tenga en la medida de las posibilidades del sistema una mayor velocidad hasta un punto establecido de funcionamiento. Pero tener altas revoluciones por minuto (rpm) en la turbina representa otros problemas, y es que esto implica tener a su vez un alto flujo de refrigerante lo cual repercute directamente en el NPSH requerido por la bomba para evitar que cavite. Más adelante se verá cómo trabajar a altas revoluciones y bajo flujo es un proceso que conviene tener como forma de operación bajo condiciones muy degradadas, lo que representa una de las estrategias de operación por evaluar.

Si fueran necesario los aislamientos del RCIC por baja presión del reactor, alta temperatura de área y alta temperatura diferencial, y los disparos por alto nivel del reactor y alta presión en el escape, pueden ser inhabilitados para permitir su uso en la manera más recomendada (modo continuo) tras condiciones degradadas del sistema. La inhibición del aislamiento del RCIC por alta temperatura de área o alta temperatura diferencial entre la salida y la entrada de aire al área permite continuar el uso del sistema después de la pérdida de enfriamiento de área o el HVAC del edificio del reactor, tal como puede ocurrir durante la pérdida total de corriente alterna interna y externa. Cuando la baja presión del reactor se acerca a los valores donde puede haber estancamiento de la turbina (4.21 kg/cm²) esta señal de disparo se puede puentear dado que existe la posibilidad de que aún pueda proporcionar cierta inyección a muy baja presión en la vasija [42].

La inhibición del disparo del RCIC por alto nivel de agua en la vasija, puede evitar interrupciones innecesarias de la inyección si la presión del reactor se está controlando con SRVs. Esto se debe al hinchamiento ocasionado por la actuación de SRVs, lo cual podría resultar en disparo del RCIC por alto nivel en la vasija aun si éste se está

manteniendo bajo dentro de la banda de control prefijada. No obstante, los pasos de los OEs consideran una banda de control extendida para acomodar este hinchamiento; bajo condiciones de *station blackout* es deseable mantener un nivel de agua en la vasija más alto para maximizar el inventario de refrigerante y optimizar la duración de baterías. El punto de ajuste para disparo del RCIC por alto nivel en la vasija está suficientemente por debajo de las boquillas de las líneas de vapor principal para acomodar el control manual con el disparo inhabilitado, siendo que la turbina del RCIC es capaz de operar con un acarreo de humedad significativo si es necesario para evitar mayor degradación de las condiciones de planta. La inhibición del disparo del RCIC por alto nivel de agua en la vasija también puede ser necesario para permitir continuar la operación de RCIC bajo condiciones fuera de calibración a bajas presiones del reactor, donde el nivel indicado en el instrumento es superior al nivel real en la vasija [41], debido a la mayor densidad de agua cuando disminuye presión.

El disparo del RCIC por alta presión en el escape puede inhabilitarse si es necesario para permitir continuar la operación del RCIC con una presión elevada en la cámara de supresión. Este disparo está diseñado para cerrar la válvula de paro de la turbina e impedir la apertura de los discos de ruptura si el RCIC se operara sin una trayectoria de escape disponible. Sin embargo, teniendo la trayectoria de escape abierta, no se espera que la presión en el escape exceda el punto de ajuste de los discos de ruptura (10.5 kg/cm^2) o la presión de diseño de la línea de escape (12.3 kg/cm^2). El disparo por alta presión en el escape puede entonces ser inhabilitado si es necesario para preservar la disponibilidad [41].

3.2.4 Resumen de las estrategias propuestas de operación del RCIC.

El análisis de este proyecto tiene su base en la consideración inicial de que después de un accidente que supere la base de diseño (tsunami, terremoto, etc.), la indisposición tanto de los tanques de almacenamiento de condensado como los tanques contra incendios es absoluta. La pérdida entonces de estas fuentes de inventario obliga a los operadores a tener como alternativa principal de inyección al núcleo la alberca de supresión. Si además de las pérdidas de estos tanques, el accidente indispuso a la planta de las fuentes de corriente, contar con un sistema totalmente independiente de los ECCS y que por demás sea operable, sin importar la corriente directa o alterna que reciba, sería una línea de defensa más hacia la seguridad de la planta. En accidentes que superen la base de diseño y donde esté presente una pérdida total del suministro eléctrico, el RCIC operado localmente (arranque negro) de conjunto con otros componentes físicos instalados pueden mediar y garantizar un adecuado enfriamiento del núcleo. Sin embargo, este sistema eventualmente declinará, producto del recrudescimiento paulatino de las condiciones bajo las cuales se verá envuelto. Por eso, es importante encontrar una estrategia adecuada que permita alargar el tiempo de vida útil de este sistema, lo cual

daría a su vez tiempo adicional para la implementación de la segunda etapa de FLEX. Las estrategias seleccionadas para su análisis en este proyecto se presentan a continuación.

Estrategia #1: Flujo dividido regulando la MV-8138.

Esta estrategia está pensada con el objetivo de operar la turbina en modo continuo y evitar tener que parar la bomba. El ajuste del flujo se hace por medio de la MV-8138, la cual posee un tapón obturador en forma de cono, sujeto y accionado por un vástago para abrir, cerrar o regular el flujo del líquido que atraviesa el orificio de paso que se encuentra en el cuerpo de la válvula. Esta válvula permite regular el paso del fluido, el cual al atravesar la válvula cambia de dirección debido a su diseño por lo que ofrece una gran resistencia a su circulación. De esta manera se puede decidir cuánto caudal se deja pasar por la línea de prueba y cuánto es enviado al reactor.

Estrategia #2: Control manual de vapor con flujo dividido regulando la MV-8138.

El control manual de la MV-8113 o la MV-8114 tiene como objetivo regular las revoluciones de la turbina y a su vez controlar el flujo de descarga de la bomba. De conjunto con el accionamiento de la MV-8138, esta maniobra también garantizaría trabajar con el RCIC en su modo continuo de operación.

Estrategia #3: Flujo dividido regulando la MV-8138 y estrangulando la MV-8144.

El modo continuo de operación es un aspecto común a cada una de las estrategias propuestas. Esta manera de operar el RCIC tiene el mismo objetivo que sus precedentes, sólo que ésta, al ajuste fino del caudal por medio de la MV-8138 se le incorpora el posicionamiento de la MV-8144. La idea de utilizar la MV-8144 como barrera al flujo es para prevenir que las altas velocidades de la turbina provoquen los efectos adversos ya descritos. O sea, permite trabajar a altas velocidades y bajo flujo.

El control entonces de la carga se hace por medio de la estrangulación de la MV-8144. La barrera al flujo es un disco en forma de cuña que se desliza en un ángulo recto con el sentido del flujo y tiene un asiento hermético en el cuerpo. Sin embargo, la MV-8144 es la válvula de inyección del sistema, la cual proporciona aislamiento del RCIC para propósitos de integridad de la contención y el sistema primario, por lo que no es originalmente empleada para la regulación; además, la orientación vertical de la válvula con flujo ascendente puede propiciar vibraciones que desgasten sus asientos, afectando así su función de seguridad como aislamiento.

Estrategia #4: Flujo dividido regulando la MV-8138 y estrangulando la V-44.

La diferencia entre esta estrategia y la anterior radica fundamentalmente en el uso del componente destinado para el control de la carga del sistema. La V-44, a diferencia de la MV-8144, es una válvula con un menor grado de importancia para la seguridad. Sucede que la V-44, que es también una válvula de compuerta, es usada para dar mantenimiento a la bomba principal del RCIC y, a pesar de que no es originalmente empleada para la regulación, la apertura a la que trabajará y la orientación vertical de la válvula con flujo descendente ayudarán a disminuir significativamente las vibraciones que ésta pueda presentar. Es decir, la acción del flujo, la posición cercana al cierre total que tendrá la compuerta y la acción de la fuerza de gravedad disminuirán los daños que el uso no planificado dejaría a una válvula como ésta. Estas diferencias respecto a la MV-8144 son principal justificación del uso de la V-44 en su lugar.

De forma general, para cada una de las estrategias anteriormente expuestas, la presión del reactor (ya despresurizado, parcialmente) se controlará por la apertura y cierre según convenga de las SRV. A una presión dada del reactor y dependiendo de las revoluciones a la que se esté trabajando se impedirá, a conveniencia, la inyección de refrigerante al núcleo, una vez que el calor de decaimiento haya provocado la disminución del nivel dentro del reactor, la posterior despresurización a través de las SRV permitirá la disminución de la presión y por ende el aumento nuevamente del nivel de agua. De esta manera esta estrategia se puede convertir en un ciclo que posibilita la inyección o no de agua al núcleo.

Es importante destacar que la combinación de las SRV con la actuación de cada una de las dos válvulas mencionadas representa dos formas no excluyentes de operar el RCIC. Pero que sí necesitan complementarse para poder tener éxito en su objetivo.

Por último, una vez que la turbina y el sistema en general estén próximos a encontrar sus valores últimos de funcionamiento, entonces es cuando es aconsejable hacer el traspaso hacia otras fuentes de suministro de agua. Se estaría hablando específicamente de los equipos de bombeo portátiles, los cuales ya tendrían el tiempo suficiente para ser debidamente emplazados desde sus respectivas fuentes de inyección.

3.3 FUNCIONAMIENTO DE LA BOMBA PORTÁTIL

3.3.1 Breve descripción de la bomba portátil como fuente de inyección.

Las bombas portátiles tienen una gran variedad de usos que van desde diversas áreas de la industria moderna hasta la vida social. Son usadas por departamentos de bomberos, defensa civil, la industria petroquímica, las centrales termoeléctricas, entre otras. En la

industria nuclear por su parte, están siendo un componente esencial para complementar la defensa en profundidad de las centrales nucleares, de acuerdo con las estrategias de mitigación de accidentes propuestas por FLEX.

Entre los principales fabricantes de estos productos tan demandados en el mercado se encuentra la compañía Hytrans Systems b.v. [43], la cual fue fundada en 1964 por Kemach Machinery y que desde 1991 es una filial absoluta de Kuiken NV. A partir de 2006 Kuiken formó alianza con Holland Special Pumps y desde entonces lleva su nombre actual. Esta compañía se dedica a la creación de equipos portátiles que son utilizados para el trasiego de grandes volúmenes de agua; a esta línea de trabajo se le denomina HFS (*Hytrans Fire Systems*). Desde 1988 hay cientos de unidades operando en todo el mundo. Las primeras HydroSubs, como comúnmente se les conoce a estos equipos portátiles, se suministraron ese propio año al gobierno holandés. Desde entonces se han vendido numerosas unidades a países como Bélgica, Alemania, México, China, Indonesia entre otros. Estas bombas varían sus características en dependencia de las capacidades de trabajo para las cuales se requieran.

El equipo Hytrans Systems permite el bombeo desde cualquier fuente abierta de agua, tales como, ríos, lagos, muelles o desde el mar. HFS es una herramienta efectiva para todas las circunstancias donde el trasiego de agua es importante. Sus capacidades de trabajo les confieren una alta autonomía y versatilidad para sustituir las funciones de los sistemas fijos de bombeo por razones de fallo o insuficiencia. Además, gozan de reconocimiento en todo el mundo tras haber demostrado su eficacia en incidentes de gran repercusión como los incendios en los tanques de Buncefield (Reino Unido) y las inundaciones provocadas por el huracán Karl en Veracruz (México).

En el caso particular de México, para la Central Laguna Verde fue adquirido el modelo HydroSub 150 [44]. Este equipo cuenta con una bomba sumergible la cual es accionada por fluido hidráulico. La flotabilidad que tiene este componente permite el acceso rápido a casi cualquier cuerpo de agua. La distancia entre la bomba sumergible y el equipo principal puede alcanzar hasta los 60 metros de elevación [44]. Todo el sistema tiene una capacidad de bombeo de 396 gpm a 11800 gpm (24.98 l/s a 744.46 l/s).

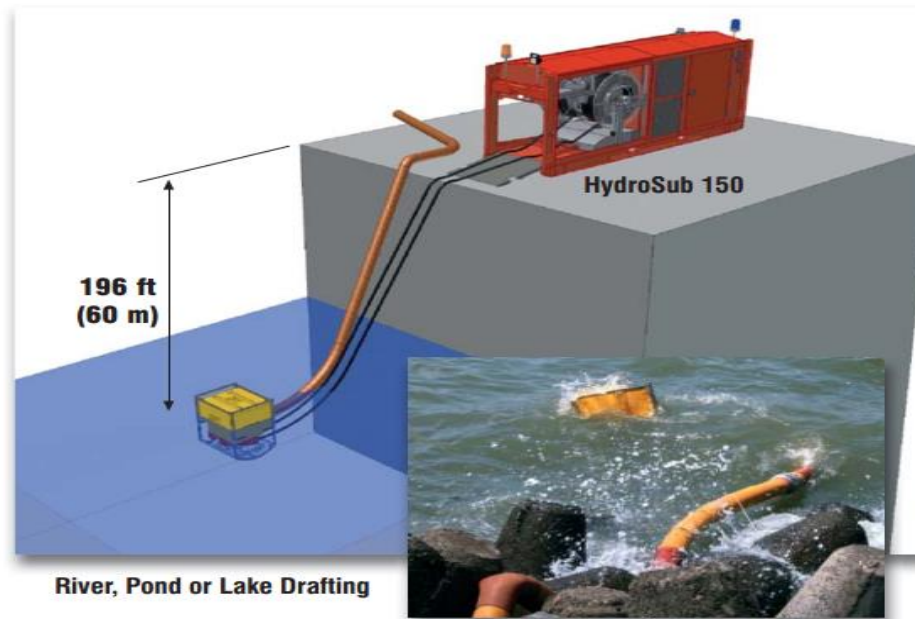


Figura 10. Equipo portátil. Hydrosub 150.

Por su parte el fluido hidráulico es impulsado desde una bomba operada por motor diésel contenidos en un remolque principal (**Figura 10**). Este equipo cuenta con un panel de control fácil de manejar y un modernizado software que se encarga de monitorear todas las partes esenciales incluyendo presión y temperatura del fluido hidráulico.

El otro componente fundamental dentro de este sistema lo constituye el conjunto de mangueras. El diámetro de las mangueras varía desde las 6" hasta las 12" (154 mm – 305 mm) lo que ayuda a minimizar las pérdidas por fricción. Esto permite que grandes cantidades de agua sean entregadas eficientemente a largas distancias [45].

3.3.2 Transferencia con y sin "traslape".

Cuando un BWR afronta problemas cuyas condiciones llegan a ser tan degradadas como las descritas en este trabajo, la afectación de los sistemas instalados como el RCIC será solo cuestión de tiempo. Por eso, es de vital importancia realizar el traspaso hacia equipos que puedan seguir garantizando el enfriamiento de la planta. Saber el momento más conveniente representa todo un reto que debe de ser bien estudiado.

Hacer el traspaso de forma prematura implicaría desprenderse de un medio que estaba y que probablemente podría seguir garantizando el enfriamiento de la planta, al menos por un tiempo más, por otro que se enfrentaría a nuevas condiciones de trabajo. Ahora bien, prolongar esa transferencia podría provocar la inhabilitación total del sistema que está en servicio, lo cual comprometería el enfriamiento del núcleo, además de que esto haría

también el camino más difícil para hacer la transferencia, toda vez que la planta y su personal se encontrarían listos justo en ese momento.

Es importante saber que, entre las posibilidades de traspaso, lo más conveniente es poder hacer la transferencia de forma suave y segura, preferentemente con traslape entre los rangos de presión de las bombas. La diferencia entre poder hacer la transferencia con o sin traslape dependerá fundamentalmente de los lugares escogidos para la succión de la bomba portátil, así como de las condiciones de operación a las cuales se puede llevar el reactor; dependiendo de la ubicación de cada planta y sus fuentes de succión esto no siempre será posible.

En el caso particular de la central de Laguna Verde como se podrá ver en el próximo capítulo, **apartado 4.3**, las principales fuentes de succión acreditadas son desde el mar. La distancia que deberá recorrer el refrigerante contribuirá al incremento en la caída de presión que deberá vencer la bomba, si aun así la presión de descarga de la bomba fuera superior a los 10 kg/cm² (el mínimo considerado en los OEs para mantener operando el RCIC) las posibilidades de tener el traslape serían favorables. Es decir, se prevendría operar la turbina del RCIC en un rango de presiones del reactor no garantizados [41].

Si en lugar de tener la succión de agua a poca distancia del edificio, se propusiera succionar desde una fuente alejada, las condiciones serán muy diferentes. Considerando una caída de presión en las mangueras de 0.148 bar/100 m del reporte del fabricante (a 33 l/s), un recorrido de 2000 m arrojaría valores de caída de presión cercanos a los 3 kg/cm². Si a esta caída de presión le sumamos los casi 4.5 kg/cm² de diferencia de elevación, la presión del reactor y además tenemos en cuenta la caída de presión por fricción que se tendrá en el recorrido dentro de la planta, llegar a poder inyectar agua utilizando la bomba portátil a 1875 rpm (operación nominal) será imposible. Esta situación obliga a desplazarse hacia la curva correspondiente de 2150 rpm. Trabajar a mayores revoluciones ayudaría a vencer aún más la presión opuesta a la bomba, pero incluso a tales revoluciones no se podría inyectar agua al reactor por arriba de los 10 kg/cm². Esta nueva situación obliga entonces a disminuir la presión del reactor, en cuyo caso el traslape ya no se podría asegurar, al menos no teóricamente.

En resumen, el traslape sería aquella forma segura de sustituir la función de un equipo por otro de manera tal que la integridad de la planta no se vea comprometida por la variación de sus parámetros.

Capítulo 4. DESCRIPCIÓN DE LOS MODELOS Y SU USO.

4.1 MODELO HIDRÁULICO DEL RCIC

4.1.1 Presentación y descripción del modelo en 3D.

Usualmente, trabajos realizados empleando esta herramienta hidráulica (Fathom), se hacen en el sistema cartesiano. El representar este modelo en 3D estuvo motivado por las continuas variaciones en las elevaciones que hay a lo largo de toda la red hidráulica que lo conforma. De esta manera, las interpretaciones de las diferentes caídas de presión asociadas a variaciones de altura pueden ser más fáciles de entender.

El modelo consta de un total de 233 tramos de tuberías, 254 uniones, 9 válvulas, una bomba, dos componentes generales, un plato orificio, dos orificios restrictores y cuatro reservorios (para ver el diagrama completo consultar **Anexo 2**). Todos ellos dispuestos en cuatro regiones fundamentales las cuales se ilustran a continuación.

La **Figura 11** muestra la trayectoria que realiza el flujo desde cualquiera de las dos fuentes de alimentación, ya sea desde la alberca de supresión o bien desde los TAC.

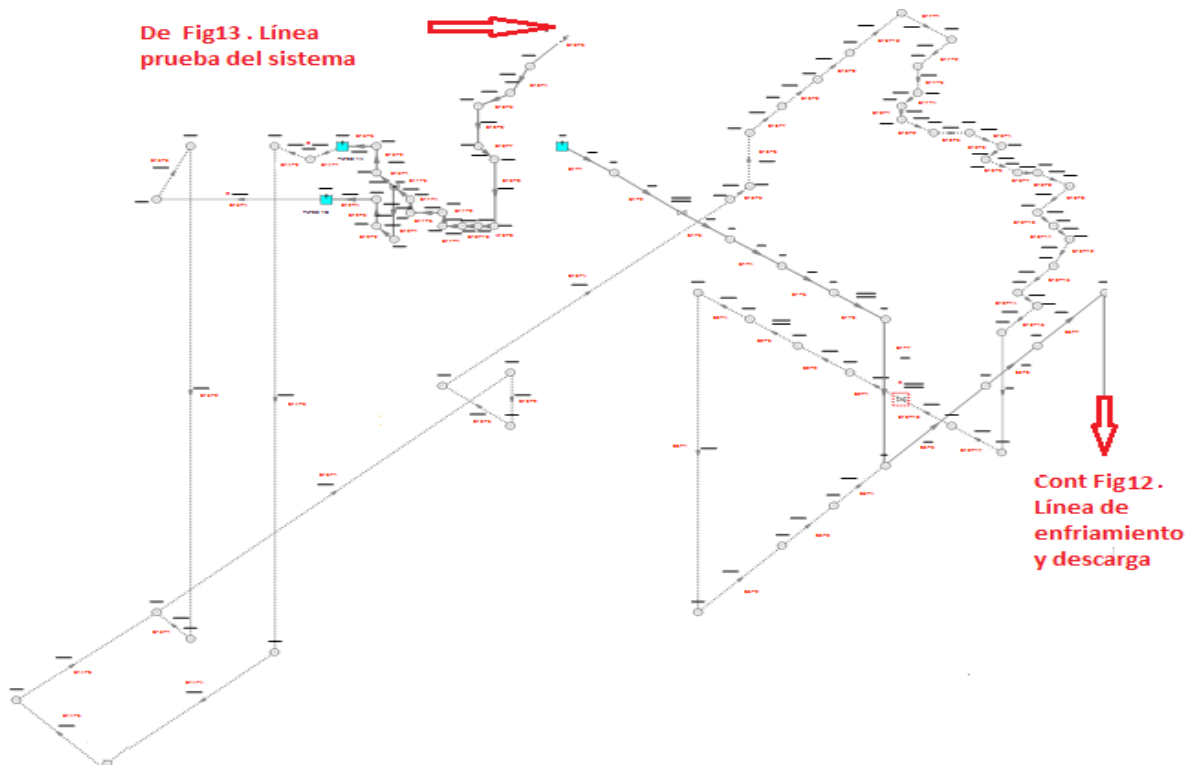


Figura 11. Succión de agua desde la alberca de supresión y los TAC.

En ambos casos la forma en que se representaron fue mediante el uso de reservorios. Los principales valores de entrada para estos componentes fueron básicamente el nivel de agua y la altura a la que se encuentra la conexión para la succión y la descarga.

Por otra parte, la línea de enfriamiento del sistema cuenta con dos componentes particulares. Esta ramificación tiene en su recorrido un condensador y un enfriador de aceite. En estos casos la alternativa que brinda el software para su modelado es la utilización de un elemento llamado “componente general”. Los valores básicos de entrada para estos componentes son las alturas de entrada y de salida del fluido y el valor de K (*minor loss coefficient*), este último fue obtenido indirectamente a partir de las caídas de presión y el flujo de diseño a través de ellos. En la **Figura 12** se representan los detalles de esta porción del sistema, la misma que también incluye la bomba principal del RCIC. Para el caso de la bomba los principales parámetros de entrada son también la altura de la succión y descarga del agua, así como la curva característica de la bomba. Para desarrollar esta curva se utilizó la ficha de datos de prueba en fábrica proporcionada por el fabricante de la bomba, donde se muestran los diferentes caudales para distintas presiones de trabajo. Estos valores fueron extrapolados por medio de las reglas de afinidad para desarrollo de diferentes curvas de trabajo a diferentes revoluciones [46][47].

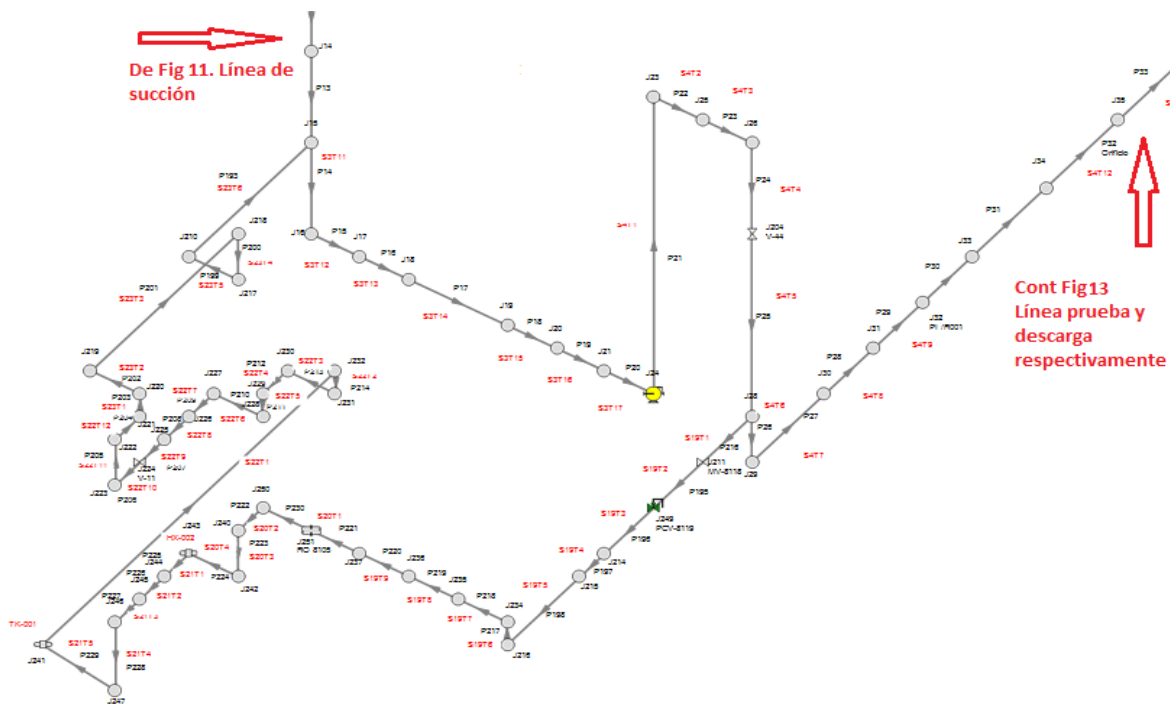


Figura 12. Línea de enfriamiento y descarga del sistema.

A cierta distancia de la descarga de la bomba y a la elevación 6.185 m se encuentra la línea de prueba del sistema; **Figura 13**. Esta línea tiene entre sus componentes principales un orificio restrictor de flujo, las dos válvulas de prueba del sistema y los tanques como sumidero final del refrigerante.

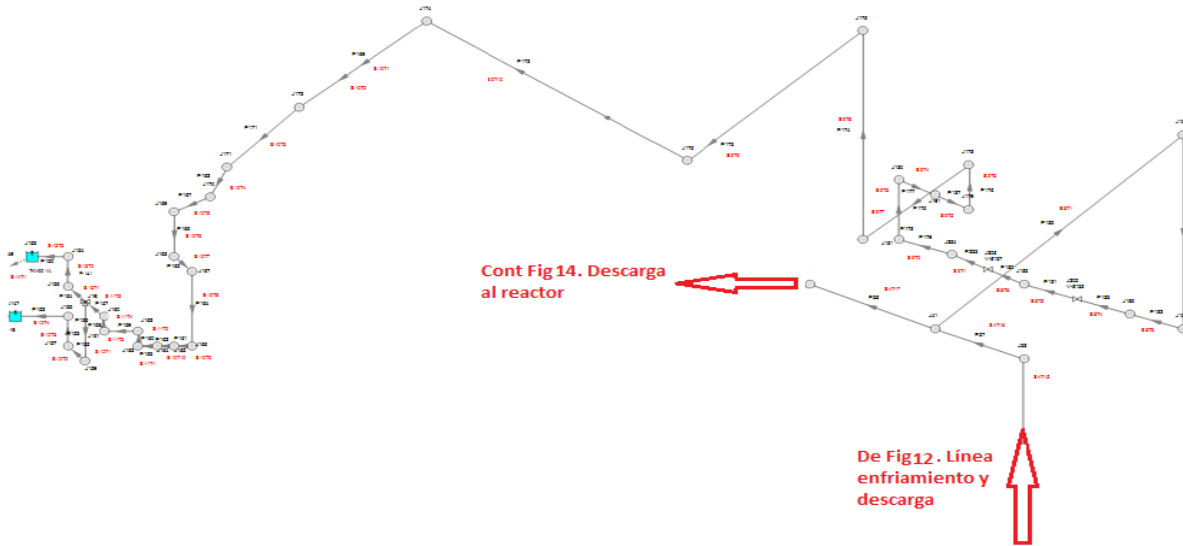


Figura 13. Línea de prueba del sistema RCIC.

La descarga al reactor sería la última parte que conforma este modelo del RCIC. La vasija del reactor se modela por medio de un reservorio, similar a como se modelan los TAC y la alberca de supresión, pero con la particularidad de que éste tendrá una presión sobre la superficie del agua que simula la presión de trabajo del reactor. La **Figura 14** muestra esta trayectoria.

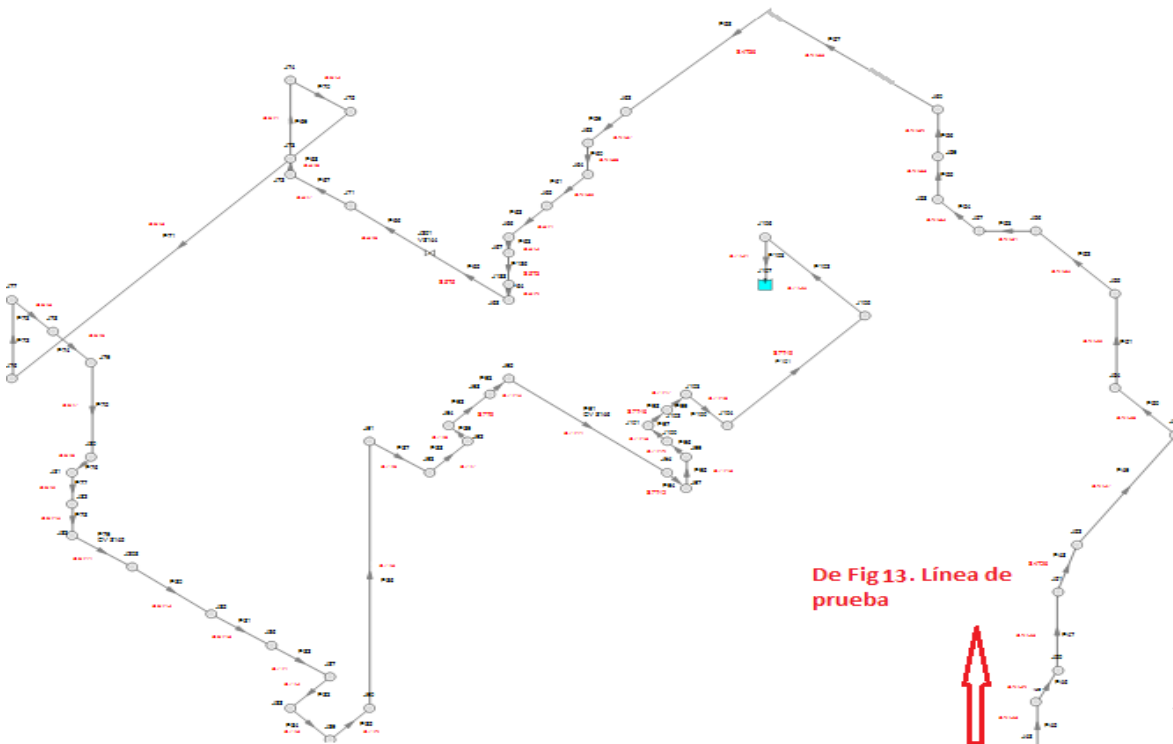


Figura 14. Descarga del RCIC al núcleo del reactor.

Básicamente, el resto de los componentes que conforman el modelo son válvulas, orificios y otros accesorios. Para el caso de las válvulas, los valores de entrada varían dependiendo del tipo de válvula que sea. En muchos casos la librería que aporta el programa se complementa con los datos extraídos de los isométricos; es importante señalar que las válvulas también requieren de los valores de elevación de entrada y salida de agua. Para el caso del orificio el diámetro de la placa generará automáticamente el valor de K. Finalmente, lo que restaría por definir sería el tipo de orificio correspondiente con los instalados en la planta. Los accesorios se definen en las mismas tuberías o en algunos casos como componentes individuales. Algunos de estos son los codos, *sprinkler*, filtros y válvulas check. A cada tubería se le incorpora su longitud, tipo de material, geometría, cédula y la rugosidad absoluta. Una panorámica de cómo queda el modelo se muestra en la **Figura 15**. Ver también **Anexo 2**.

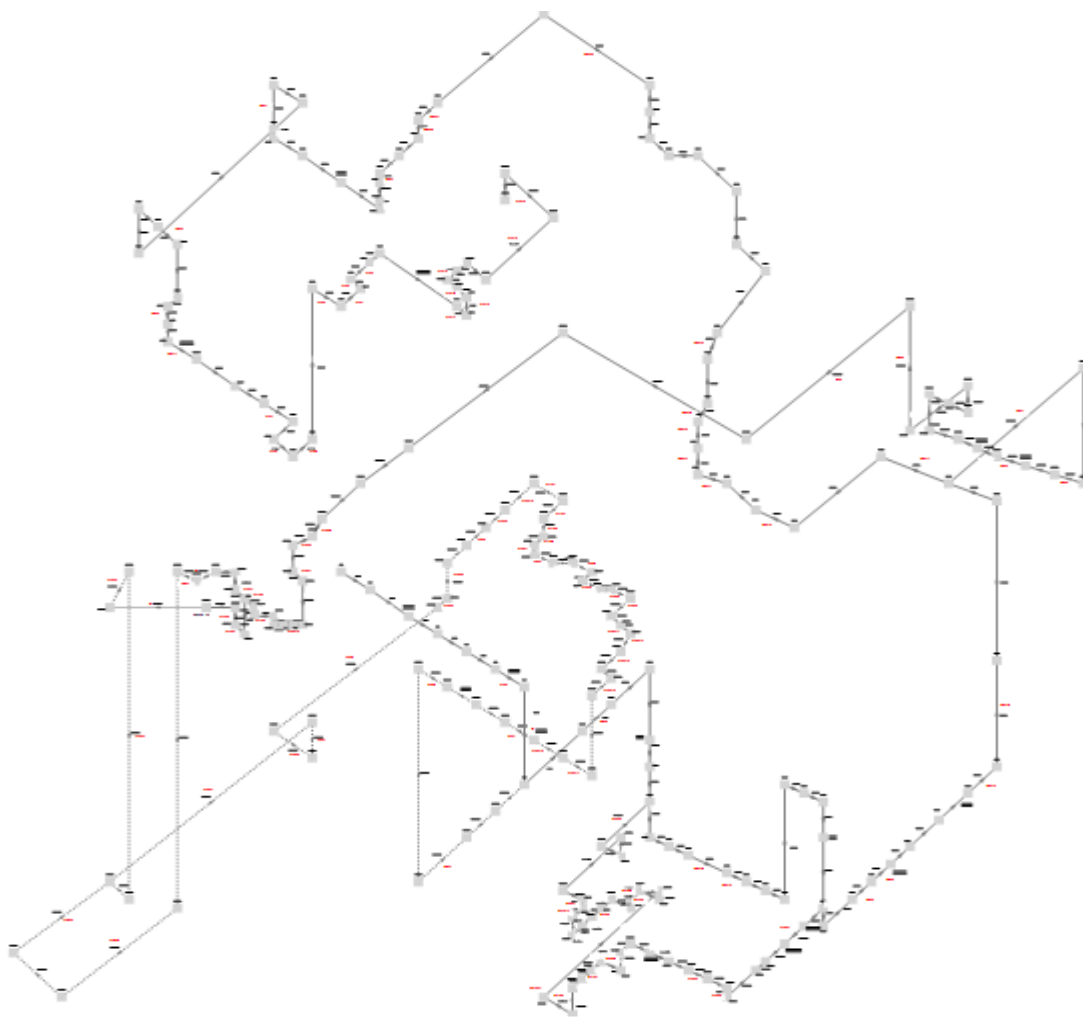


Figura 15. Representación general del RCIC.

4.1.2 Descripción de la forma de ejecutar el modelo para simular los modos de operación y escenarios de interés.

La tarea con este software empieza con la elaboración de lo que se llama escenario base. En este punto del trabajo se procede a la elaboración de toda la estructura del modelo, a la que más tarde se le provee los principales valores de entrada. A partir de entonces, es que el uso del administrador de escenarios comienza a desempeñar su papel. Esta herramienta es utilizada para gestionar todas las variaciones que tenga el modelo base. Es decir, a cada conjunto de variaciones hecha a la estructura o a los valores de entrada de los componentes se les conoce como escenarios. A grandes rasgos este administrador permite:

1. Crear, nombrar y organizar escenarios.
2. Seleccionar el escenario que aparecerá en pantalla.
3. Duplicar los escenarios y guardarlos como modelos diferentes.
4. Revisar el origen de las especificaciones de los escenarios.
5. Pasar cambios de un escenario a sus diferentes variantes.

Todos los escenarios creados en el modelo muestran el nombre que se le asigne y la relación con todos los demás escenarios definidos. Los escenarios se denominan padre o hijo, además del escenario base, que se considera como el escenario raíz. Cada hijo creado tomará las mismas características que el precursor y cualquier cambio hecho en él se reflejará directamente en el hijo. Sin embargo, esta ley no se cumple de manera opuesta, así que las modificaciones hechas a los hijos solo les influenciarán a ellos mismos y a sus descendientes.

Los escenarios que conforman este modelo comienzan desde el más simple hasta el escenario que más se ajusta a las mejores condiciones de operación del RCIC bajo condiciones degradadas. Los escenarios definidos son:

1. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500 rpm.
2. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2200 rpm; lo cual representa el mínimo de rpm aconsejadas por el fabricante.
3. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500 rpm. Bifurcando el flujo por la línea de prueba del sistema y estrangulando la válvula MV-8138 hasta un porcentaje fijo de apertura.
4. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500 rpm. Bifurcando el flujo por la línea de prueba del sistema y estrangulando la válvula MV-8138 a diferentes niveles de apertura.
5. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500 rpm. Bifurcando el flujo por la línea de prueba del sistema y estrangulando las válvulas MV-8144 y MV-8138.

6. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500 rpm. Bifurcando el flujo por la línea de prueba del sistema y estrangulando las válvulas V-44 y MV-8138.
7. Variación de la presión del reactor con velocidad de la turbina de 2500. Bifurcando el flujo por la línea de prueba del sistema y estrangulando las válvulas V-44 y MV-8138. Esta última con un valor variable de apertura.
8. Control manual de vapor a la turbina y ajuste fino del flujo a través de la línea de prueba por medio de la MV-8138.

El origen de la fuente de agua se define a través de la apertura o cierre de las válvulas de aislamiento de los tanques de condensado o de la alberca de supresión. De manera similar se procede con la variación de los valores de K de las válvulas y las rpm de la bomba. La forma de ejecutar el modelo es tan sencilla como ir de un escenario a otro por medio de un doble clic que hará que el escenario deseado se cargue y esté listo para usarse.

4.2 VALIDACIÓN DEL MODELO.

Normalmente el diseño del sistema RCIC permite realizar pruebas periódicas del sistema sin importar si la planta se encuentra en operación normal; con la única excepción de que exista la señal de iniciación o de aislamiento de la planta, en cuyo caso no se podrán realizar tales pruebas. Para comprobar la operabilidad del sistema se arranca la bomba principal de forma manual y se recircula agua desde los TAC y hacia ellos mismos a través de la línea de prueba del sistema. Para simular el rango de presiones del reactor se cierra parcialmente la válvula MV-8138, la cual está diseñada para ser estrangulada contra una presión de 70.3 kg/cm².

Para la validación de este modelo hidráulico se cuenta con una fuente de información real, la cual corresponde a pruebas realizadas a este sistema en la central nuclear de Laguna Verde. La validación se basa en confrontar los resultados obtenidos en campo con los resultados de Fathom. Esto permitirá comparar los comportamientos descritos en uno y otro caso de las dos principales variables hidráulicas: la presión de descarga de la bomba y el flujo que se inyecta a una velocidad dada. Donde la convergencia de los dos resultados será el reflejo de la fidelidad del modelo y la garantía de su uso para continuar con este trabajo.

A continuación, se muestran los datos correspondientes a una de las pruebas realizadas. El ensayo tuvo lugar en la Unidad 1 el día 9 de abril de 2014. Los registros de los principales parámetros se muestran en la **Tabla 1**.

Tabla 1. Prueba del RCIC. Central LV.

Rpm.	2528	3267	3066	2798	2781	2765	2749	2732	2506	2503
Hdcrg (kg/cm ²).	29.8	47.7	40.2	28.4	26.8	26.1	25.3	23.9	21.1	21.1
F (lps).	2.72	10	15.5	24.2	25.1	25.7	26.8	27.5	25.4	25.2

Estos números corresponden a los primeros compases de la prueba, donde se lleva al RCIC a valores cercanos a su punto de caudal nominal y después paulatinamente se comienza a disminuir el flujo.

Propio de las características de una prueba en planta como esta, las revoluciones de la turbina varían conforme transcurre la prueba, a través del control de la válvula gobernadora. Sin embargo, las modelaciones son hechas siempre a la misma velocidad. Por ello fue preciso homogenizar los resultados obtenidos de la central por medio de las leyes de afinidad de la hidráulica [46][47]. Estas leyes son relaciones que permiten establecer el comportamiento de una bomba a partir del cambio de sus revoluciones. La primera de ellas establece la proporcionalidad entre el incremento del flujo con las revoluciones del eje. En la segunda, la presión estática es proporcional al cuadrado de la velocidad del eje. Por último, e igual de importante, se establece que la potencia hidráulica de la bomba es proporcional al cubo de las velocidades.

Estas leyes se pueden observar a continuación. Es importante destacar que son válidas si y solo si el diámetro del impulsor y la eficiencia de la bomba permanecen constantes.

$$\frac{Q_1}{Q_2} = \frac{N_1}{N_2} \qquad \frac{H_1}{H_2} = \left(\frac{N_1}{N_2}\right)^2 \qquad \frac{P_1}{P_2} = \left(\frac{N_1}{N_2}\right)^3$$

Una vez extrapolado cada uno de los datos de la tabla anterior, los resultados a 2500 rpm quedan de la siguiente manera; **Tabla 2**.

Tabla 2. Extrapolación de los datos de la prueba en planta a 2500 rpm.

Rpm.	2500	2500	2500	2500	2500	2500	2500	2500	2500	2500
Hdcrg (kg/cm ²).	29.2	27.9	26.7	22.7	21.7	21.3	21	20	21	21
F (lps).	2.69	7.68	12.6	21.6	22.6	23.9	24.4	25.2	25.3	25.1

El otro paso de la validación es justamente la obtención de los resultados que brinda el software Fathom. La descarga de la bomba es directa a los TAC, manteniendo aislada la trayectoria al reactor por medio de la MV-8144, lo cual permite hacer la prueba tal cual se efectúa en la planta. Las lecturas de estos resultados a 2500 rpm de la bomba se muestran en la **Tabla 3**.

Tabla 3. Resultados obtenidos con Fathom a 2500 rpm y variando la presión de reactor.

H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2(abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (rel)	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea pruel K= (x) l/s	
2.215	28.42	26.205	27.367	28.4	14.88	0	14.9	1000
2.210	28.22	26.01	27.167	28.2	15.44	0	15.4	900
2.205	28	25.795	26.937	27.97	16.07	0	16.1	800
2.199	27.73	25.531	26.657	27.69	16.79	0	16.8	700
2.191	27.4	25.209	26.317	27.35	17.61	0	17.6	600
2.182	26.99	24.808	25.897	26.93	18.56	0	18.56	500
2.171	26.48	24.309	25.367	26.4	19.68	0	19.7	400
2.157	25.81	23.653	24.687	25.72	21.03	0	21.0	300
2.138	24.92	22.782	23.757	24.79	22.69	0	22.7	200
2.111	23.65	21.539	22.467	23.5	24.82	0	24.8	100

En la figura se puede ver cómo efectivamente el caudal de la bomba aumenta al disminuir el valor de K de la MV-8138. Es importante señalar que en ambos casos los registros de presión y de flujo se hicieron en la toma de la instrumentación aguas abajo de la bomba (PI/R001 (rel) en la tabla). Una vez que ya se tienen ambos resultados se sitúan en una gráfica de presión de descarga contra flujo para un mejor entendimiento. Esta gráfica se muestra en la **Figura 16**.

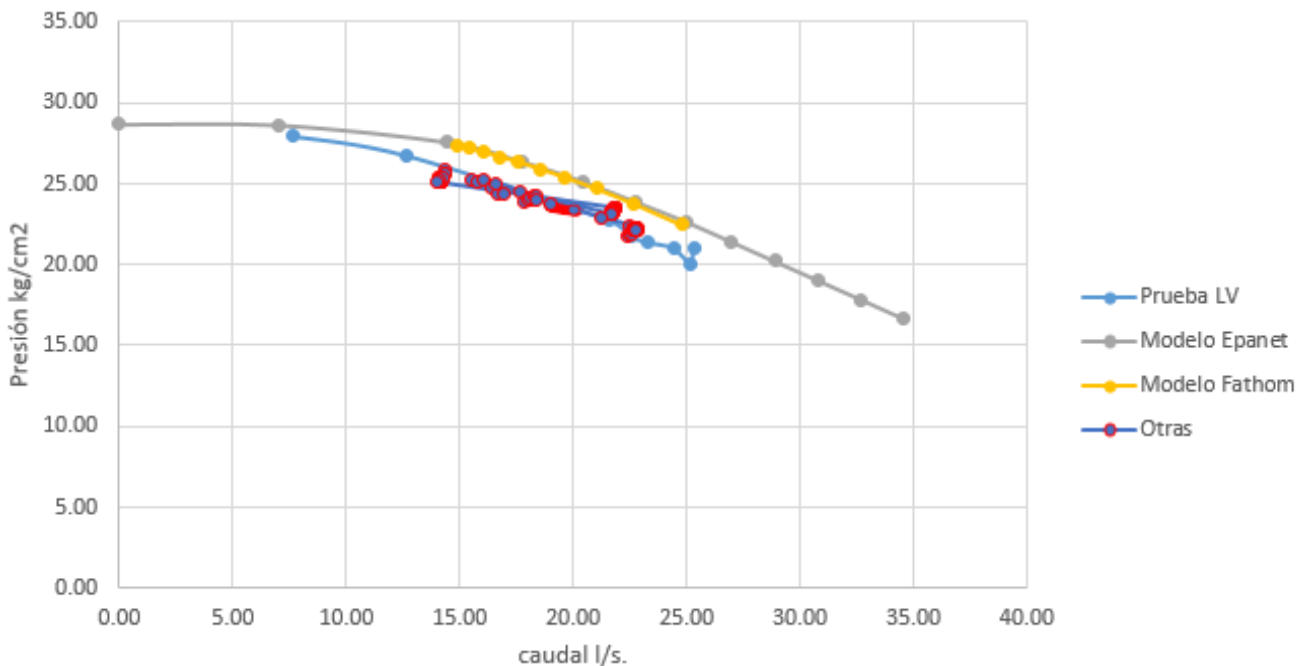


Figura 16. Comparación de la prueba en planta con los modelos Fathom y EPANET.

En la figura se puede ver con color naranja los resultados que brinda Fathom y cómo hay un comportamiento casi inequívoco con los resultados de la prueba en planta (color azul). Es de señalar que el comportamiento final se debe fundamentalmente a que en el Fathom se sigue inyectando refrigerante hasta los 36.8 l/s, cosa que no se hace en la realidad

porque esta práctica provocaría el *runout* de la bomba y el controlador de flujo no permite ese caudal. Es decir, a valores cercanos a los 25 lps, en la prueba, se comienzan a disminuir las revoluciones para disminuir el flujo y así finalizar la maniobra. Para corroborar más este resultado, en color rojo se muestran una serie de puntos correspondientes a seis pruebas recientes hechas en las unidades uno y dos, donde el resultado fue muy similar al que arrojó la primera de las pruebas por si sola.

A la comparación se suma una nueva curva, obtenida a partir del modelo creado por medio del software EPANET [48]. Este software es de dominio público y es usado en los Estados Unidos para el cálculo de redes de distribución de agua. La diferencia entre el Fathom y el EPANET se deben fundamentalmente a que este último tiene un incremento en la presión de descarga de la bomba y por ende una disminución en el flujo. Esta diferencia comprende fundamentalmente la no inclusión por parte del EPANET de la línea de flujo mínimo del sistema.

Como se puede observar en la figura, hay una gran congruencia entre los modelos. Sin embargo, la curva de la prueba en planta permanece un poco por debajo de estos resultados. Esto se puede entender perfectamente si se tiene en cuenta la naturaleza de la prueba, la cual tiende a tener presencia de errores instrumentales y de lectura. Otro aspecto importante es la antigüedad de los tubos en los cuales hay una mayor formación de rugosidad con el paso de los años lo que conlleva a una mayor caída de presión a lo largo del sistema. Por último, también es importante señalar que para introducir los valores de la curva de la bomba al Fathom, se tomó como referencia la curva de la bomba dada por el fabricante hace 30 años atrás y como es de esperar esta no se comporta de la misma manera a que sus inicios de operación.

De forma conclusiva, si este análisis se hiciera para diferentes revoluciones, los resultados serían análogos al análisis precedente, lo cual deja de esta manera validado el modelo.

4.3 MODELO HIDRÁULICO DE LA BOMBA PORTÁTIL Y SU CAPACIDAD DE BOMBEO.

Tal y como ya fue señalado, una vez que el RCIC llegue a sus condiciones máximas de degradación será remplazado por un equipo portátil. Este equipo suministrará el caudal necesario para eliminar el calor de decaimiento generado en el reactor. La fuente futura de succión de agua variará de una planta a otra dependiendo de las condiciones en que queden después del accidente y de las fuentes naturales de agua con la que dispongan. La mayoría de las plantas nucleares son construidas cerca del mar, lagos o ríos, para de esta manera disponer de una fuente teóricamente inagotable de refrigerante.

Para el caso de la central de LV, la Comisión Federal de Electricidad (CFE), usando el Fathom como herramienta, simuló el flujo de la bomba portátil para diferentes presiones de descarga al reactor y por diferentes sistemas de inyección. El estudio preliminar

realizado [49] arrojó los resultados mostrados en la **Figura 17** para el modelo correspondiente a la inyección de agua de mar a través del lazo A del sistema de remoción de calor del reactor (RHR), el cual inyecta directamente sobre el núcleo del reactor.

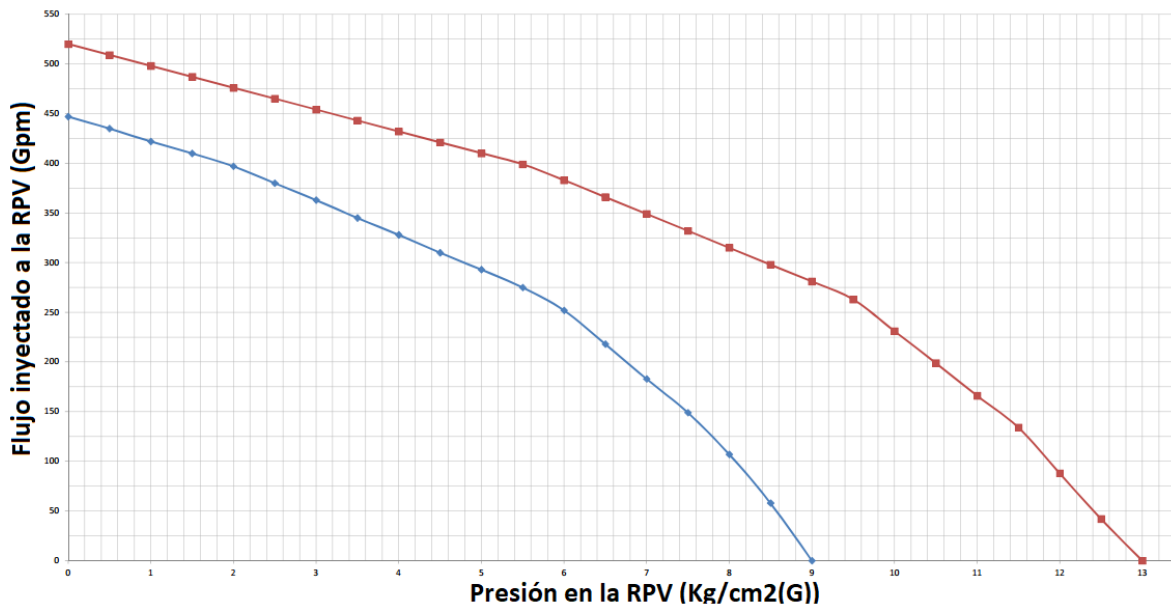


Figura 17. Modelo de inyección de agua de mar vía RHR "A" U1/U2.

La bomba portátil fue modelada a dos revoluciones diferentes, 1875 y 2150 rpm. En el primero de los casos (línea azul) se puede vencer la presión opuesta a la bomba por debajo de los 9 kg/cm². Una vez que se baja de este valor de presión del reactor se puede inyectar desde 58 gpm (3.65 l/s) a 8.5 kg/cm² hasta 397 gpm (25.0 l/s) a 2 kg/cm². A una mayor revolución de la bomba (línea roja) estos valores son desplazados, en este caso se comienza a inyectar agua a la vasija para valores de presión del reactor inferiores a los 13 kg/cm². Cuando se alcanzan los 12.5 kg/cm² el caudal comienza con 42 gpm (2.65 l/s) y para cuando haya llegado a los 2 kg/cm² se tendría 476 gpm (30.0 l/s). La **Tabla 4** muestra el rango de trabajo para esta trayectoria.

Tabla 4. Resumen de resultados de la inyección de agua de mar vía RHR lazo A U1/U2.

RPV Kg/cm ²	13	13	12	12	11	11	10	9.5	9	8.5	8	7.5	7	6.5	6	5.5	5	4.5	4	3.5	3	2.5	2
1875 rpm									0	58	107	149	183	218	252	275	293	310	328	345	363	380	397
2150 rpm	0	42	88	134	166	199	231	263	281	298	315	332	349	366	383	399	410	421	432	443	454	465	476

Capítulo 5. ANÁLISIS Y DISCUSIÓN DE LOS RESULTADOS.

5.1 DISCUSIÓN DE RESULTADOS.

El siguiente compendio de gráficas y tablas representa los principales resultados arrojados por la investigación. Son presentados de acuerdo con el nivel de efectividad de cada una de las estrategias para minimizar los daños al sistema en condiciones degradadas de operación. En cada una de las interpretaciones se analizaron variables clave como presión y caudal en diferentes puntos del sistema.

Estrategia #1: Flujo dividido regulando la MV-8138.

Con la bomba operando a 2500 rpm y con la succión desde la alberca de supresión, la primera de las estrategias se basó en el control del refrigerante hacia el reactor por medio de la válvula de prueba MV-8138. El grado de apertura de la válvula correspondió a un valor de $K=1000$ para cada una de las diferentes presiones de trabajo del reactor. El coeficiente K fue usado para representar la caída de presión producida por cierto grado de apertura en componentes como éste. De esta manera, mientras mayor sea el valor de K menor será el porcentaje de apertura de la válvula y por ende mayor su caída de presión.

La **Tabla 5** muestra el rango de presiones de trabajo del reactor. Para cada una de ellas se determinó la presión de succión, de descarga y el incremento de presión a través de la bomba. A su vez, se registró el flujo de descarga y cuánto de este caudal llegaba al reactor y cuánto se ramificaba hacia los TAC debido a la posición de la MV-8138.

Tabla 5. Estrategia #1, para un valor de K constante de la MV-8138.

P reactor kg/cm2	Hsuc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s
20	1.56	24.89	23.33	24.78	21.63	7.84	13.8
18	1.49	23.17	21.68	23.01	24.58	11.35	13.2
16	1.436	21.48	20.044	21.28	27.11	14.46	12.7
14	1.378	19.82	18.442	19.58	29.37	17.31	12.1
12	1.32	18.19	16.87	17.9	31.41	19.97	11.4
10	1.26	16.75	15.49	16.24	33.29	22.49	10.8
8	1.2	14.98	13.78	14.61	35.04	24.91	10.1
6	1.15	13.41	12.26	13	36.67	27.26	9.4
4	1.1	11.86	10.76	11.41	38.2	29.55	8.7

De la interpretación de la tabla se puede apreciar cómo a medida que va disminuyendo la presión del reactor se provoca un aumento del flujo al reactor, pero también del flujo total. Este aumento va aparejado de una disminución de la presión de succión de la

bomba (Hsuc). Por otro lado, el continuo aumento del flujo muy por encima de su valor nominal (25 l/s) podría provocar inestabilidad y daños a la bomba, debido a condiciones de *runout*, o un posible disparo por sobrevelocidad de la turbina. Aun si no ocurriera el disparo, el aumento del flujo provocaría la inundación del reactor, y asociado a esto, los perjuicios descritos en la sección 3.2.3. Por estas razones, llegar a la presión necesaria para realizar el traspaso hacia el equipo portátil bajo estas condiciones no sería recomendable.

Se pensó, entonces, en una nueva alternativa para esta estrategia de operación. Básicamente las condiciones de partida fueron las mismas, con la única diferencia que el valor de K para la MV-8138 no fue un valor fijo para todos los valores de presión del reactor, sino que se fue variando tal y como lo indica la **Tabla 6**.

Tabla 6. Estrategia #1, para un valor de K variable de la MV-8138.

P reactor kg/cm2	H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	K= (x)
20	1.56	24.89	23.33	24.78	21.63	7.84	13.8	1000
18	1.49	23.1	21.61	22.94	24.69	10.3	14.4	800
16	1.43	21.3	19.87	21.09	27.37	12.16	15.2	600
14	1.36	19.46	18.1	19.21	29.83	13.41	16.4	400
12	1.29	17.56	16.27	17.25	32.15	13.74	18.4	200
10	1.24	16.16	14.92	15.81	33.76	19.12	14.6	400
8	1.2	14.74	13.54	14.36	35.3	23.19	12.1	600
6	1.15	13.3	12.15	12.89	36.78	26.58	10.2	800
4	1.1	11.86	10.76	11.41	38.2	29.55	8.7	1000

Los cambios se notaron fundamentalmente, como era de esperar, en los valores de flujo de la línea de prueba y la línea de inyección al reactor; no así en la descarga de la bomba donde tuvo una ligera tendencia al incremento producto de la disminución de la presión opuesta a la bomba.

Si se toman como referencia los 10 kg/cm² de presión del reactor, el caudal hacia el núcleo se disminuyó en 3.37 l/s con relación a la estrategia anterior. Si bien esto supone una mejora en las condiciones de operación de la planta, aún están muy lejos de ser las deseadas para poder hacer aceptadamente el traspaso hacia la portátil. Pues a esos 10 kg/cm² que representa el valor aproximado de presión de descarga de la bomba portátil, todavía se tienen altos caudales de la bomba del RCIC que provocarían la inundación del núcleo y esto afectaría significativamente a su turbina.

La relación caudal vs. recorrido de las tuberías a 10 kg/cm² de presión del reactor basada en esta estrategia se representa como lo muestra la **Figura 18**. En ella se resalta cómo se desarrolla el comportamiento del flujo a medida que éste va recorriendo el sistema. De izquierda a derecha, el primer valor corresponde al flujo de descarga de la bomba (34.82 l/s), el cual ya tiene incorporado el litro por segundo correspondiente a la línea de enfriamiento. De ahí el pequeño salto en su recorrido inicial. Le siguen los 19.15 l/s y los

14.63 l/s correspondientes a la línea que descarga al reactor y la línea de prueba del sistema, respectivamente. Por último, se encuentra la línea de enfriamiento con el caudal de un l/s anteriormente mencionado. La suma de estos tres valores es el caudal resultante del sistema.

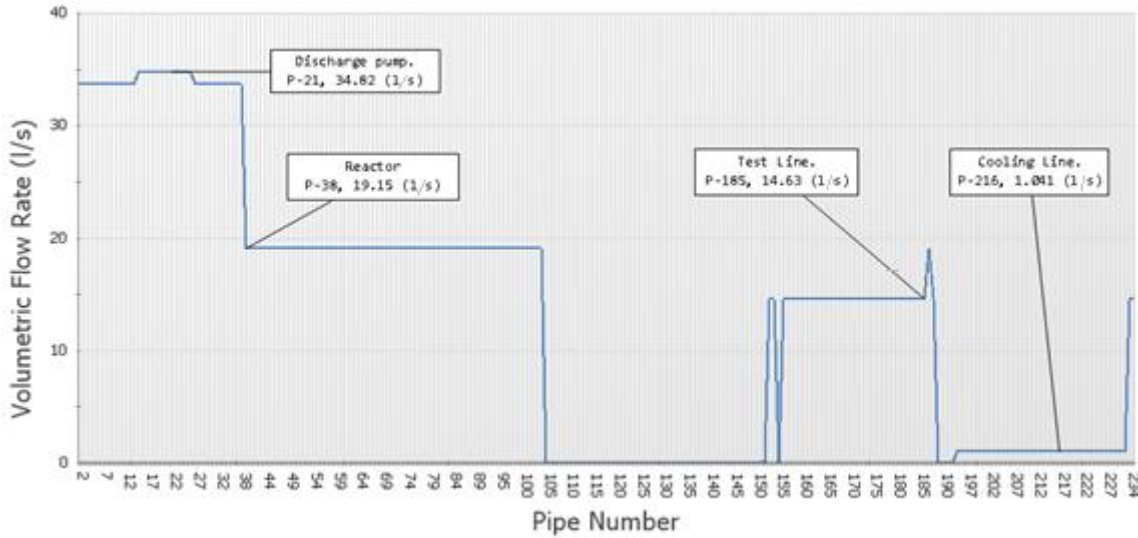


Figura 18. Estrategia #1. Flujo volumétrico vs Tuberías.

Estrategia #2: Control manual de vapor con flujo dividido regulando la MV-8138.

Como parte de las estrategias propuestas también se tuvo en cuenta el control manual de vapor a la turbina por medio de la MV-8113 o la MV-8114, así como el ajuste del flujo al reactor regulando la MV-8138. Los resultados a 21.5 y 10.5 kg/cm² (banda de control de presión de los procedimientos de emergencia) se muestran en la siguiente figura.

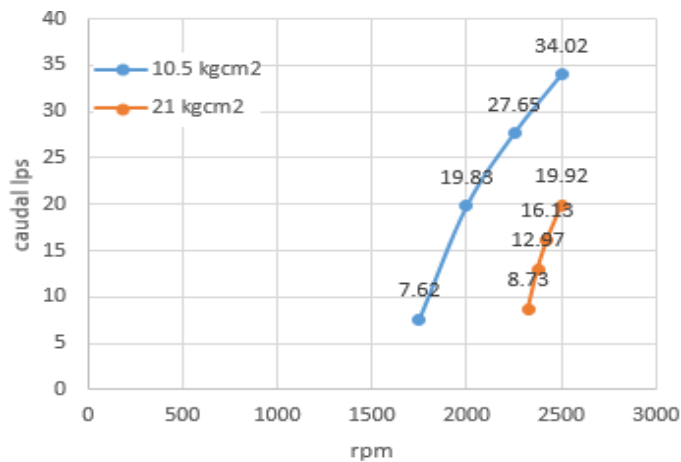


Figura 19. Estrategia #2. Revoluciones de la turbina vs caudal al reactor.

En ambos casos el valor de K de la MV-8138 fue aumentando conforme disminuían las velocidades. De esta manera se garantiza que el cierre gradual de la válvula redireccione al reactor un flujo aproximado de seis l/s necesarios para remover el calor de decaimiento.

Si nos desplazamos por la curva de color naranja (21 kg/cm^2), un caudal cercano se logra sobre las 2375 rpm, lo que a su vez representa buenas revoluciones para suministrar la presión de aceite necesaria durante el enfriamiento de los cojinetes. Sin embargo, lograr el traspaso hacia equipos portátiles bajo estas condiciones de presión del reactor no sería posible. Por otra parte, la línea de color azul nos muestra la evaluación a 10.5 kg/cm^2 de presión del reactor, lo que supone valores de presión muy cercanos a la capacidad de descarga de los equipos portátiles; pero el inconveniente aquí serían las bajas revoluciones a la que se tendría que operar el RCIC para evitar inundar al reactor, las mismas que imposibilitarían una adecuada presión de aceite para enfriar los metales de la turbina. Estos hechos, de conjunto con las posibles condiciones desfavorables para la manipulación de las válvulas de vapor en las que se encontrará el cuarto de la turbina en accidentes como éste, hicieron que se descartara esta estrategia de operación. El resto de los resultados se muestran en el **Anexo 3**.

Estrategia #3: Flujo dividido regulando la MV-8138 y estrangulando la MV-8144.

Hay dos formas de controlar el caudal de la bomba hacia el reactor sin necesidad de modificar las rpm a las que trabaja: dividir el flujo o aumentar la presión opuesta a la bomba. Las estrategias anteriores representan la primera de estas formas, manipular únicamente la MV-8138 como forma de disminuir el flujo, y se basó fundamentalmente en las características propias de la válvula y en el camino alternativo que brinda. Sin embargo, las simulaciones correspondientes a esas estrategias fueron concluyentes y sus resultados demostraron que no es posible mantener un caudal moderado hacia el reactor sólo con la actuación de la MV-8138. Por esto, a este ajuste de caudal fue necesario incorporarle la segunda de las alternativas de control de flujo: incremento de la presión opuesta a la bomba. Este control se hizo por medio del posicionamiento de la MV-8144. La **Tabla 7** describe este nuevo comportamiento.

Tabla 7. Estrategia #3, para un valor de K constante de la MV-8138.

P reactor kg/cm ²	H suc kg/cm ² (abs)	P descarga kg/cm ² (abs)	dP kg/cm ²	PI/R001 kg/cm ² (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s
20	1.62	26.57	24.95	26.52	18.2	2.59	15.61
18	1.60	26.21	24.61	26.15	18.99	3.51	15.48
16	1.59	25.91	24.32	25.83	19.64	4.25	15.39
14	1.58	25.64	24.06	25.55	20.19	4.90	15.29
12	1.57	25.39	23.82	25.30	20.68	5.48	15.20
10	1.569	25.16	23.59	25.06	21.13	6.01	15.12
8	1.561	24.94	23.38	24.83	21.54	6.49	15.05
6	1.55	24.70	23.15	24.62	21.93	6.95	14.98
4	1.54	24.53	22.99	24.41	22.29	7.38	14.91

Con la incorporación de la MV-8144 se logra mantener un caudal moderado a la descarga de la bomba, situación que no se podía lograr usando únicamente la MV-8138. Para la modelación se empleó un valor de K de la MV-8144 igual a 2500 y de 800 para la MV-8138. Con ello el flujo se disminuyó de 33.76 l/s hasta 21.13 l/s, a 10 kg/cm² de presión del reactor, permitiendo a la bomba operar en puntos cercanos a su caudal nominal.

A pesar de que estas dos válvulas son capaces de balancear el flujo resultante entre ellas, la simulación demostró que hallar una condición de equilibrio es muy difícil de alcanzar. Además, en la práctica para lograr este fin, el operador tendría que desplazarse entre el nivel 3.30 y el 33.00 varias veces, cosa que haría muy engorroso este procedimiento. Por último, como se destacó en la sección 3.2.4, se estaría comprometiendo una válvula que tiene como función de seguridad el aislamiento del RCIC de la contención.

Estrategia #4: Flujo dividido regulando la MV-8138 y estrangulando la V-44.

La estrategia #4 se pensó entonces para resolver los inconvenientes descritos en las estrategias anteriores. La V-44 representa, en el sistema, la válvula cuyo posicionamiento induce la mejor resistencia al flujo, precisamente por ser la única que se encuentra sobre la línea principal del sistema y estar aguas arriba de las dos ramificaciones de interés. Esto hace que el proceso de control de la presión sea más fácil de alcanzar. Los resultados de esta estrategia se muestran en la **Tabla 8**.

Esta tabla al igual que las anteriores, muestra el comportamiento del flujo a diferentes presiones del reactor. Con esta nueva estrategia el estrangulamiento de la V-44 (K=450) se encarga de proporcionar una caída de presión suficiente que le permita a la MV-8138 (K=1400) poder hacer el ajuste fino de refrigerante hacia el reactor. De esta manera se persiguió que a 10 kg/cm² se tuvieran aproximadamente 6 l/s, el cual representa el flujo necesario que se debe de suministrar al reactor tras un accidente prolongado por más de 14 horas para poder reponer la generación de vapor que tiene el núcleo [50].

Tabla 8. Estrategia #4, para un valor de K constante de la MV-8138.

P reactor kg/cm2	H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s
20	1.72	28.95	27.23	21.40	11.09	0.00	11.09
18	1.72	28.95	27.23	21.40	11.09	0.00	11.09
16	1.72	28.95	27.23	21.40	11.09	0.00	11.09
14	1.70	28.50	26.80	18.57	12.86	2.63	10.23
12	1.68	28.17	26.49	16.61	13.94	4.36	9.58
10	1.67	27.84	26.17	14.67	14.95	6.05	8.90
8	1.66	27.51	25.85	12.75	15.88	7.71	8.17
6	1.64	27.18	25.54	10.84	16.75	9.38	7.37
4	1.63	26.84	25.21	8.95	17.57	11.09	6.48

De la tabla se puede ver cómo a pesar de que la bomba está trabajando a las mismas revoluciones que las dos estrategias precedentes, la actuación de estas dos válvulas permite reducir el flujo notablemente para todos los valores de presión del reactor. Incluso en ciertos puntos (16 kg/cm² hacia arriba) se pudiera estar trabajando sin necesidad de inyectar refrigerante. Una vez que se baja la presión del reactor entonces estas nuevas condiciones permitirán el paso del fluido. Esta forma de operación se acerca mucho más a las condiciones finales deseadas de operación. La nueva estrategia permite reducir el caudal y garantizar suficientes revoluciones para dotar una presión de aceite adecuada para enfriar las chumaceras y los sellos de la turbina. También ayuda a mantener el nivel de la alberca de supresión por encima del NPSH requerido por la bomba por más tiempo, y reduce sensiblemente el rechazo de refrigerante a los TAC (dañados) comparado con la Estrategia #1.

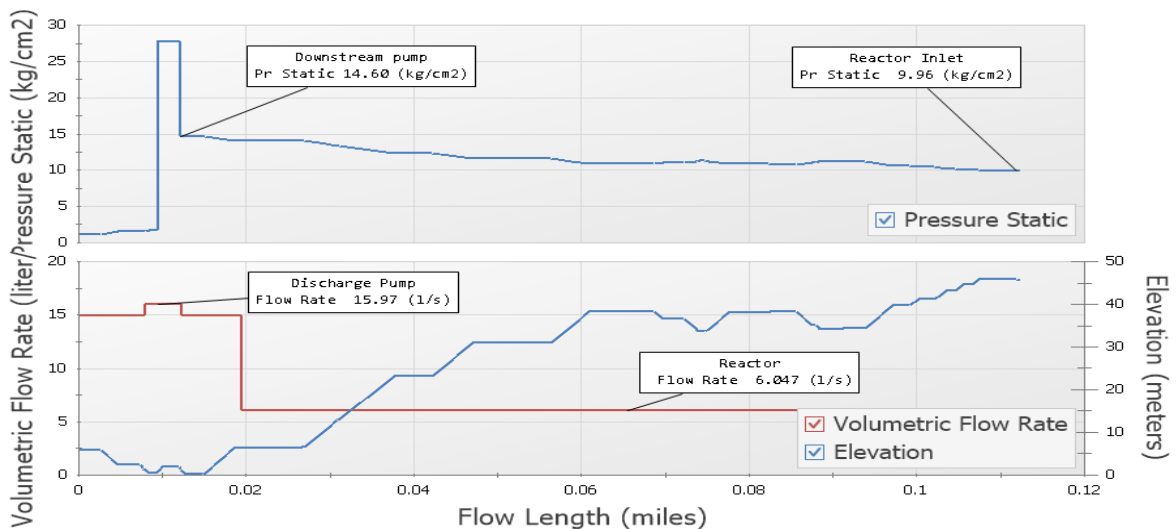


Figura 20 Estrategia #4. Comportamiento de la presión y el flujo conforme varía la altura y la posición en el sistema.

La **Figura 20** refleja cómo es el comportamiento de la presión y el flujo conforme varía la altura y la posición en el sistema, a 10 kg/cm² de presión del reactor. En esta figura se observa cómo el aumento de presión corresponde precisamente a la actuación de la bomba principal del RCIC. Después ese valor cae hasta unos 14.60 kg/cm² por la presencia de la válvula V-44. El decrecimiento continuo a medida que aumenta el recorrido del refrigerante por el sistema es debido a las pérdidas, y acompañado a esto, el aumento de la altura hasta el reactor.

Profundizando sobre esta gran aproximación, se buscó el ajuste fino de los valores de flujo hacia el reactor, lo cual representa la segunda alternativa de esta estrategia. Para ello se tuvieron en cuenta varios valores de K en la MV-8138. Esto permite ir ajustando el flujo al reactor conforme su presión va disminuyendo, de esta manera se impide inyectar más agua de la que realmente necesita. Dicho factor de conjunto con las posibilidades de trabajar a altas velocidades y bajo caudal (traducido a alta presión de aceite para el enfriamiento de las chumaceras), una mayor cercanía entre ambas válvulas manipuladas y a las características propias de la V-44 hacen de esta estrategia como la más recomendable de todas. El resumen de los resultados se muestra en la **Tabla 9**.

Con esta nueva estrategia finalmente se logra mantener un flujo constante hacia el reactor de 6 l/s, garantizando un adecuado enfriamiento sin necesidad de comprometer la turbina del RCIC.

Tabla 9 Estrategia #4, para un valor de K variable de la MV-8138.

P reactor kg/cm ²	H suc kg/cm ² (abs)	P descarga kg/cm ² (abs)	dP kg/cm ²	PI/R001 kg/cm ² (abs)	Ph potencia kW	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba K= (x) l/s	
20	1.74	29.44	27.70	24.77	23.09	8.53	8.53	0.00	Closed
18	1.72	29.14	27.42	22.66	27.35	10.21	6	4.21	12100
16	1.71	28.83	27.12	20.66	30.69	11.58	6.01	5.57	6100
14	1.7	28.51	26.81	18.67	33.53	12.8	6.04	6.76	3600
12	1.68	28.18	26.50	16.67	36.04	13.92	6.02	7.90	2200
10	1.67	27.84	26.17	14.67	38.23	14.95	6.04	8.91	1400
8	1.66	27.50	25.84	12.68	40.17	15.91	6.01	9.90	860
6	1.64	27.15	25.51	10.68	41.92	16.82	6.07	10.75	500
4	1.63	26.79	25.16	8.68	43.49	17.69	6.02	11.67	225

Por otra parte, de manera ilustrativa, la **Figura 21** muestra la relación de diferentes variables que intervienen para 10 kg/cm² de presión del reactor. En ella se puede apreciar cómo en el punto donde se produce un aumento de la presión corresponde al mismo lugar donde aumenta el gradiente hidráulico, la velocidad y el número de Reynolds. La explicación a este fenómeno no es otra que la actuación de la bomba principal del sistema, la cual incrementa los valores de estas variables. Finalmente, y muy similar a un resultado arrojado anteriormente para otra de las estrategias, se puede apreciar cómo a medida que aumenta la altura en su trayectoria hacia el reactor se disminuye la presión en sus diferentes puntos.

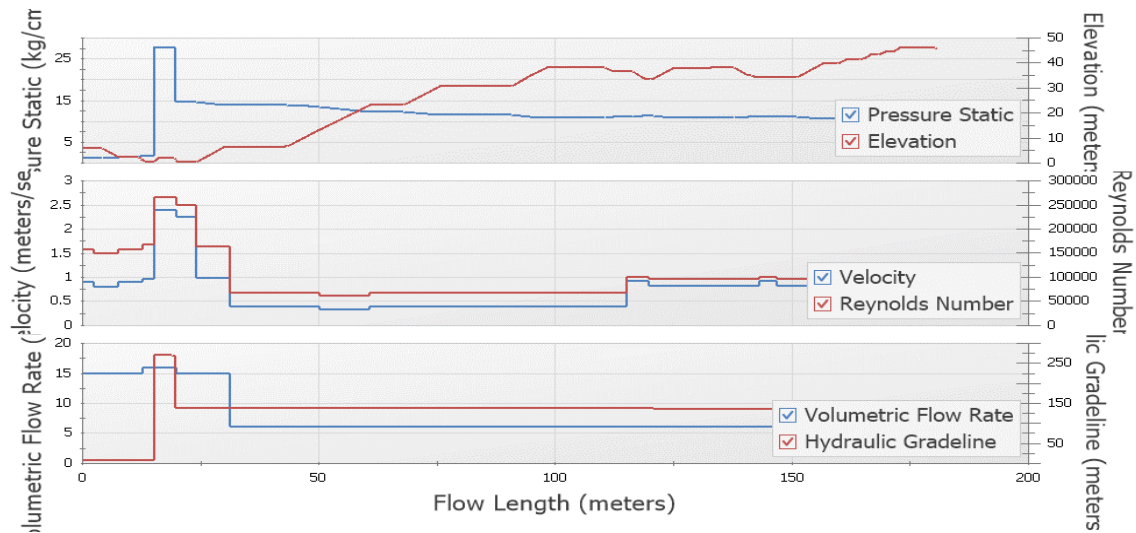


Figura 21. Estrategia #4. Perfil de operación del sistema a 10 kg/cm² de presión del reactor.

5.1.1 Potencia requerida para impulsar la turbo-bomba.

Hasta ahora los análisis de este trabajo se han concentrado en la parte hidráulica de la turbobomba, asumiendo que su turbina será capaz de proporcionar la potencia necesaria para mantener la velocidad y el caudal requeridos de la bomba. Con objeto de comprobar esta suposición, la **Tabla 9** muestra también los valores de potencia hidráulica de la bomba. El hecho de conocer la potencia desarrollada da una idea cualitativa del caudal de vapor que debió pasar por la turbina para generar el trabajo mecánico bajo estas condiciones de operación. Estos valores de potencia oscilan entre los 23 y los 43 KW, siendo de 38.23 KW a 10 kg/cm² de presión del reactor.

Si se tienen en cuenta las pruebas periódicas realizadas al sistema RCIC, donde la bomba se opera a caudal nominal (25 l/s) y la succión proviene de los TAC, no es difícil determinar el valor de potencia desarrollado durante la prueba. Aplicando la fórmula siguiente:

$$P_h = Q \cdot \rho \cdot g \cdot dh / (3.6 \times 10^6).$$

Donde:

P_h = Potencia hidráulica (KW).

Q = Flujo de descarga (m³/h).

ρ = Densidad del fluido (kg/m³).

g = Fuerza de gravedad (m/s²).

dh = Presión diferencial de la bomba (m).

Los resultados arrojan un rendimiento entre los 48 y 53.3 KW de potencia de la bomba, **Anexo 4**. Claramente esto refleja una demanda mayor de vapor en la turbina durante las pruebas con respecto a la alternativa dos de la estrategia final propuesta aquí (Estrategia #4). La diferencia de unos 10 KW entre los límites superiores de las simulaciones y de las

pruebas se debe fundamentalmente al cierre parcial de la válvula V-44, la cual reduce considerablemente el flujo a la descarga y por lo tanto la potencia que tiene que desarrollar la bomba.

Esta ventana de valores permite demostrar que si a una presión de vapor de 9.2 kg/cm² (manométrica en el RCIC) la bomba desarrolla un mínimo de potencia (48 KW) durante la prueba, entonces la estrategia final propuesta se puede plantear para valores inferiores a los 10 kg/cm² (abs) de presión del reactor, dado que necesita menor caudal de vapor para lograr su objetivo. Es decir, esta estrategia permite ampliar el rango de presiones para el cual el RCIC alcanza su capacidad de caudal deseada [41]. Además, con ello se logra tener mayor holgura para alcanzar el traspaso hacia la bomba portátil, toda vez que la presión opuesta a este equipo se vería disminuida con la disminución de presión del reactor.

5.1.2 Curva de la bomba vs. Curva del sistema.

La curva de la bomba y la curva del sistema para la estrategia #1 y la estrategia final propuesta (Estrategia #4 segunda alternativa) a 2500 rpm se muestran en la **Figura 22**. En ella se puede apreciar que el punto de operación para la estrategia propuesta se ve desplazado por la participación de las válvulas V-44 y la MV-8138. Es decir, se provoca una disminución del caudal a raíz de un aumento de la presión.

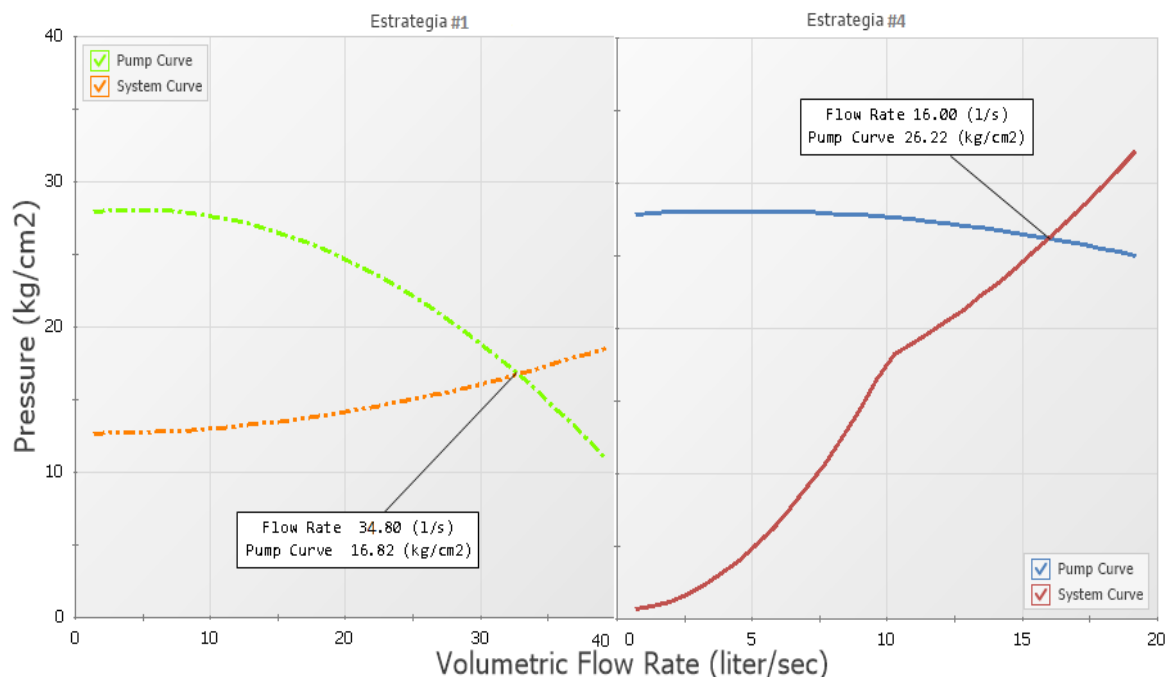


Figura 22. Estrategias #1 y #4. Curva del sistema vs Curva de la bomba.

5.2 ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD.

El análisis de sensibilidad es una forma de entender el grado de incertidumbre que puede tener el modelo. Por medio de este análisis se busca examinar cómo el cambio en una variable afecta o no el resultado final alcanzado; además de que a través de él se puede establecer una jerarquización de las variables más críticas en el modelo.

Es importante destacar que, en este trabajo, las variables fueron elegidas a partir de consideraciones hechas durante la elaboración inicial y depuración del modelo. Las cuales se muestran a continuación:

1. La curva de la bomba del RCIC durante la modelación no es exactamente la que tiene la bomba hoy día.
2. La documentación consultada para la identificación del valor del diámetro asociado al orificio restrictor RO-8105 fue insuficiente.
3. No se contaba con un valor asignado de K para los filtros de succión de la alberca de supresión.
4. Temperatura del agua de 110 °C y una sobrepresión de 0.4292 kg/cm² de la alberca de supresión. Estrategia #1.
5. Temperatura del agua de 110 °C y una sobrepresión de 0.4292 kg/cm² de la alberca de supresión. Estrategia #4.

Para desarrollar este proceso fue fundamental tener en cuenta que las condiciones iniciales, para cada uno de los cambios deben de ser las mismas a excepción de la variable que se esté comprobando en ese momento. Por otra parte, como escenario de partida se tuvo lógicamente a la que representó entre todas como la estrategia más aceptada (Estrategia #4 segunda alternativa). Es decir, los cambios se hicieron a 10 kg/cm² de presión de reactor, a 2500 rpm y con valores de K igual a 450 y 1400 de las válvulas V-44 y MV-8138 respectivamente.

Caso sensibilidad #1. Curva de la bomba.

El primero de los análisis tiene su base debido a la consideración de que la curva tomada para desarrollar el modelo fue la curva de prueba en fábrica de la bomba. Ahora bien, si tenemos en cuenta que la planta tiene casi tres décadas de explotación y que la bomba nunca ha sido sustituida, evidentemente su comportamiento no será el mismo. Por esta razón se decidió disminuir en un 5 % la curva de presión vs caudal con respecto a la curva dada por el fabricante. Los resultados se muestran en la **Tabla 10**.

Tabla 10. Caso sensibilidad #1.

P reactor kg/cm2	H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	Estrategia #4 / Variable Sensible
10	1.67	27.84	26.17	14.67	15.95	6.04	8.91	Estrategia #4
10	1.69	25.5	23.81	14.62	13.5	4.62	8.8	5 % de 2500

El flujo al reactor, como era de esperar, disminuye con la disminución de las revoluciones de la bomba. En este caso se alcanza un flujo de 4.62 l/s, esto sería 1.42 l/s menos que lo arrojado utilizando la curva original de la bomba; de igual manera sucede con la presión de la descarga de la bomba. Después de un análisis, es de entender que este cambio no interfiere con los resultados esperados de la estrategia. Si bien no se obtienen los 6 l/s de refrigerante al reactor para remover el calor de decaimiento provocado por los productos de fisión, esto no significa que mediante el ajuste de la MV-8138 esto no se pueda lograr. Es decir, la estrategia plantea que mediante el control de presión a través de la V-44 y el ajuste fino del flujo por medio de la MV-8138 se puede alcanzar un caudal adecuado hacia la vasija para evitar que disminuya su nivel de agua. Lo que sugiere este resultado es que, si antes esto se alcanzaba teniendo un valor de K determinado, pues ahora se tendría que modificar por otro ligeramente diferente que garantice el flujo deseado.

Caso sensibilidad #2. Diámetro del orificio restrictor RO-8105.

Para el segundo caso de sensibilidad se tuvo en cuenta un nuevo valor de diámetro del orificio restrictor RO-8105. No contar con un valor de diámetro para este orificio llevó a la necesidad de utilizar una estimación alternativa. Lo que sí se conocía era el caudal que debía de pasar por la línea de enfriamiento (un l/s); se recurrió entonces a inducir este valor de manera que diera el caudal necesario para garantizar el enfriamiento del aceite de lubricación. El valor obtenido fue de 0.29 pulgadas de diámetro.

La línea de enfriamiento tiene un diámetro nominal de dos pulgadas, para el análisis de sensibilidad se supuso un diámetro del orificio de 1.5 pulgadas. Este cambio llevó incrementar el flujo por la línea de enfriamiento hasta los 2.73 l/s. Evidentemente es mucho más de lo necesario pero el resultado sigue siendo el mismo. Al aumentar el valor del flujo debido a la disminución de la caída de presión a través del RO-8105, se disminuye el caudal al reactor. No obstante, al igual que el caso anterior, se puede restablecer al caudal a través del ajuste del flujo que pasa por la válvula de prueba del sistema. De manera ilustrativa la **Tabla 11** muestra estos resultados.

Tabla 11. Caso sensibilidad #2.

P reactor kg/cm2	H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	Estrategia #4 / Variable Sensible
10	1.67	27.84	26.17	14.67	15.95	6.04	8.91	Estrategia #4
10	1.69	27.85	26.16	14.61	13.28	4.39	8.87	RO-8105

Caso sensibilidad #3. Valor de K para los filtros de succión.

De acuerdo con el documento del vendedor 5435-15404 en su última revisión, se indica que para un flujo de diseño de 420 gpm (26.49 l/s) se tiene una caída de presión máxima en el filtro (considerando al filtro 50% sucio en su superficie) de 2 psi (0.14 kg/cm²). Para un flujo de 252.81 gpm (15.95 l/s), el cual corresponde al caudal desarrollado por la bomba durante la estrategia final propuesta, se obtuvo una caída de presión aproximada de 0.76 psi (0.054 kg/cm²); teniendo igualmente el filtro sucio a un 50 % de su superficie. Con lo dicho anteriormente el valor de K calculado a partir de la ecuación de pérdidas locales fue de 12. No obstante, para tener un mayor margen al error, el tercero de estos análisis de sensibilidad toma un valor de K =100 para los filtros de succión, lo que resulta en una mayor caída de presión que la pronosticada en el diseño. Ver **Tabla 12**.

Tabla 12. Caso sensibilidad #3.

P reactor kg/cm ²	H suc kg/cm ² (abs)	P descarga kg/cm ² (abs)	dP kg/cm ²	PI/R001 kg/cm ² (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	Estrategia #4 / Variable Sensible
10	1.67	27.84	26.17	14.67	15.95	6.04	8.91	Estrategia #4
10	1.36	27.58	26.22	14.67	14.78	5.87	8.89	Filtros K=100

Los resultados obtenidos continúan garantizando la veracidad del modelo; para este caso el valor de flujo al reactor fue de 5.87 l/s, estando aún más próximo a los 6 l/s que los dos análisis anteriores. Se debe resaltar entonces que esta variación no afecta significativamente los resultados propuestos en la estrategia final y por lo tanto se mantiene su fundamento.

Caso sensibilidad #4. Temperatura del agua de 110°C a 0.4292 kg/cm² de presión. Estrategia #1.

El cuarto de estos análisis de sensibilidad está relacionado con las características termodinámicas del refrigerante. Para cada uno de los casos modelados el agua se encontraba a 28°C y a una atmósfera de presión. Sin embargo, con la prolongación de un accidente que supere la base de diseño y con la succión del RCIC desde la alberca de supresión, las condiciones del fluido serán muy diferentes. Por ello se decidió modelar el agua a 110°C y a una presión de 0.4292 kg/cm² (punto de mayor temperatura según simulaciones de MAAP4 con venteo permanente a partir de las 14 horas). Bajo estas circunstancias la densidad resultante fue de 950.94 kg/m³ y una presión de vapor saturado de 1.4621 kg/cm². Lo obtenido teniendo en cuenta estas características para la Estrategia #1 (segunda alternativa), comparado con sus valores base se muestra en la **Tabla 13**.

Tabla 13 Caso sensibilidad #4

P reactor kg/cm2	H suc kg/cm2(abs)	P descarga kg/cm2 (abs)	dP kg/cm2	PI/R001 kg/cm2 (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	Estrategia #1 / Variable Sensible
10	1.24	16.16	14.92	15.81	33.76	19.12	14.16	Estrategia #1
10	1.66	15.83	14.17	15.5	33.84	18.99	14.85	P= 0.4292 kg/cm2; T= 110°C.

Si bien estos resultados no muestran un impacto significativo en cuanto a los caudales obtenidos, para este caso de sensibilidad lo más preocupante sería la cavitación en algún punto de la línea de succión de la bomba. Para solucionar esta preocupación se calculó entonces el NPSH disponible, el cual depende del diseño de la instalación y de las características del fluido que será bombeado. La ecuación que agrupa los factores que intervienen en su evaluación se muestran a continuación.

$$NPSH_D = \pm H_s + P_A - H_L - P_v$$

Donde:

NPSH_D = Altura neta de succión positiva disponible.

H_s = Altura de succión de la bomba.

P_A = Presión atmosférica del líquido.

H_L = Pérdidas en tuberías y accesorios.

P_v = Presión de vapor del líquido.

De los resultados obtenidos de Fathom se tiene una presión estática en el ojo de la bomba de 1.66 kg/cm², la que corresponde a los tres primeros componentes de la ecuación anterior. Si a estos se les sustrae la presión de vapor (1.4621 kg/cm²) el valor obtenido no es más que el NPSH_D, el cual fue de 0.19 kg/cm² o lo que es lo mismo, 1.9 metros de columna de agua. Este resultado comparado con los dos metros de NPSH requerido por la bomba (ajustado a la velocidad deseada por medio de las reglas de afinidad, **Anexo 5**), demostró que no se podrá evitar que, bajo estas condiciones de operación de la Estrategia #1, la bomba cavite. Por lo que esto se suma a la importancia de usar la V-44 como medio de control no solo del flujo sino también de la cavitación.

Caso sensibilidad #5. Temperatura del agua de 110°C a 0.4292 kg/cm² de presión. Estrategia #4.

Si para estas condiciones de temperatura y presión se modelara la Estrategia #4, se tendría que el NPSH_D sería mayor que el NPSH requerido. O sea, en este caso se tendrían dos kg/cm² de presión en la succión de la bomba lo cual representa 0.34 kg/cm² más que los alcanzados durante la Estrategia #1 ver **Tabla 14**. Siguiendo la misma metodología usada para el cálculo del NPSH_D del caso anterior, esto representa 5.3 metros de NPSH_D frente a los dos metros de NPSH_R para evitar que la bomba cavite. De ahí que los resultados demostraron que aún se tendrían 3.3 metros de columna de agua disponible

para garantizar que la bomba no cavite, lo cual corresponde a una elevación del nivel de la alberca de supresión por debajo de los filtros de succión (4.7 m vs. 5.8 m).

Tabla 14. Caso sensibilidad #5.

P reactor kg/cm ²	H suc kg/cm ² (abs)	P descarga kg/cm ² (abs)	dP kg/cm ²	PI/R001 kg/cm ² (abs)	W descarga l/s	W al reactor l/s	W línea prueba l/s	Estrategia #4/ Variable Sensible
10	1.24	16.16	14.92	15.81	33.76	19.12	14.16	Estrategia #1
10	2.07	27.03	24.96	14.44	14.96	5.9	9.05	P= 0.4292 kg/cm ² ; T= 110°C.

La discusión anterior aclaró que habrá suficiente NPSH disponible (Estrategia #4). Sin embargo, la posibilidad de ebullición en algún punto de la línea de succión merece ser discutida. Los principales contribuyentes a que esto suceda se deben fundamentalmente, primero, a que una vez que se alcanzan tales valores de temperatura y presión se podría crear una zona de burbujeo. Esto pasaría si la presión del medio cayera por debajo de la presión de vapor del líquido, y existiría el riesgo de que se succionara vapor en lugar de agua. Por otra parte, una vez que el agua abandona la alberca, esto estará regido fundamentalmente por las variaciones de la presión en el recorrido hasta la succión. No obstante, los resultados del software confirman que en ninguno de sus puntos sucede este problema.

Ahora bien, bajo estas condiciones termodinámicas, la diferencia entre la presión atmosférica de la alberca (0.4292 kg/cm²) y la presión de vapor del líquido (0.4621 kg/cm²) es de 0.03 kg/cm² (0.3 m), lo cual representa la columna de agua requerida para compensar el sobrecalentamiento de la alberca. Que de conjunto con los 0.054 kg/cm² (0.54 m), para anular la caída de presión a través de los filtros (caso sensibilidad #2) suman 0.084 kg/cm², o lo que es lo mismo, se necesitan 0.8 metros de columna de agua para evitar que haya cavitación a la descarga de los filtros. Es decir, considerando la elevación de la succión de la alberca de 5.8 m, un nivel de agua por encima de los 6.6 m garantizará que bajo estas condiciones no habrá cavitación, haciendo que este efecto sea más limitante que la elevación de la succión y el propio NPSH. Si bien la disminución de nivel de la alberca de supresión por debajo de 6.6 m de elevación implica una pérdida de inventario significativa, se deberá cuidar que el rechazo de agua hacia los TAC como parte de las estrategias no lleve a alcanzar ese valor.

Casos de sensibilidad. Conclusión.

Como resultado de los análisis precedentes se concluye que ninguna de las variaciones hechas constituye un cambio significativo que altere los resultados de la estrategia final propuesta, y por lo tanto las conclusiones de esta investigación. Por el contrario, los resultados obtenidos para cavitación en las estrategias descartadas refuerzan tales conclusiones. A manera de resumen, el **Anexo 6** muestra una recopilación de los principales resultados.

5.3 RECOMENDACIONES.

Como parte de la investigación se proponen un grupo de aspectos que pueden, a juicio del autor, enriquecer aún más este proyecto investigativo. Algunos de ellos referidos al modelo como tal y otros a la metodología propuesta para la operación del RCIC y su traspaso hacia los equipos portátiles almacenados en planta. Este grupo de recomendaciones se muestran a continuación.

- Las estrategias desarrolladas en este trabajo, incluyendo la estrategia final propuesta, se basan en la operación manual de válvulas ubicadas en el trayecto del sistema RCIC. Pero ¿cómo en un evento real saber si el grado de apertura corresponde o no con los valores propuestos en esta investigación? La respuesta a esta pregunta sería la segunda recomendación. Aguas abajo de la V-44 y sobre la línea principal del sistema se encuentra una zona de medición, entre las variables monitoreadas se encuentra el flujo. La idea es medir indirectamente el valor de K asignado a la válvula por medio del caudal que esté siendo registrado por el medidor de flujo N001. Es decir, un caudal mayor al esperado implicaría un mayor grado de cierre, de manera opuesta si el caudal fuese menor al que resultó de las modelaciones. Para el caso de la MV-8138, la lógica es la misma operación, pero con la única diferencia de que aguas debajo de esta válvula no existe ningún medidor de flujo. Para este caso la propuesta incluye modificaciones pertinentes en la línea de prueba del sistema, siempre y cuando las normas de seguridad así lo permitan.
- De acuerdo con las suposiciones de partida de esta investigación, solo se cuenta con la alberca de supresión como única fuente de refrigerante producto de la indisposición de los TAC y de los tanques contra incendios. Sin embargo, la estrategia final propuesta plantea que cierta cantidad del caudal principal de la bomba pasará por la línea de prueba del sistema, o lo que es lo mismo, agua que se está tirando. No obstante, esta agua puede ser devuelta a la alberca de supresión a través de la línea de succión del HPCS. Caso que a juicio del autor merece ser analizado.
- Proporcionar agua fría al cabezal de enfriamiento, pero destacando que todavía continúan los problemas de enfriamiento de los sellos de la bomba (y su fuga), y de calentamiento del pozo seco. Puede ser buena medida si se dilatara la llegada de la bomba portátil, pero no sería conveniente como estrategia base.
- Tener flexibilidad para aprovechar cualquier inventario de agua remanente, o cualquier capacidad de los TAC para retener agua. La idea es resaltar que mientras el RCIC succione agua fría tiene mucho mejores posibilidades de sobrevivencia. Igualmente, esta recomendación puede servir para considerar la posibilidad de alternar entre alberca y TAC conforme el caudal desviado por la línea de prueba rellena los TAC hasta donde se pueda. Nuevamente, los problemas de

calentamiento del pozo seco continuarían, pero esta opción puede emplearse para evitar problemas de cavitación identificados en los casos de sensibilidad.

- Dejar abierta la línea de flujo mínimo, para que parte del caudal sobrante regrese a la alberca, disminuyendo su drenado. Como está aguas abajo de la V-44, no afecta el caudal total. Sería simplemente ajustar la MV-8138 para que dé el balance.

CONCLUSIONES.

Los resultados obtenidos confirman que no es posible prolongar el funcionamiento efectivo del RCIC durante un accidente que supere la base de diseño con pérdida de corriente alterna y directa, sin el empleo de algún tipo de estrategia. La ausencia de un procedimiento adecuado para enfrentar casos donde la operación del RCIC bajo condiciones degradadas constituye la única forma de enfriamiento haría que se incurra en puntos de operación que probablemente inhabilitarían el sistema, incluso antes de que otras fuentes puedan ser capaces de garantizar el enfriamiento del núcleo.

Es entonces que se plantea esta nueva estrategia, la cual no requiere de fuentes de corriente, sino que con la propia actuación manual de válvulas puede llevar a cabo la operación del RCIC y garantizar valores óptimos de flujo. No se trata de estrangular válvulas a discreción, más bien son aquellas que por su posición y características permiten el desempeño esperado. El control de la presión a la descarga de la bomba se logra por medio de la V-44, esta válvula de compuerta es usada para cuestiones de mantenimiento por lo que su pérdida de función sería aceptable comparada con otras válvulas como la MV-8144 (válvula de aislamiento del reactor) la cual anularía funciones esenciales de la planta. Por otra parte, el control del flujo al reactor se logra por medio de la MV-8138, esta válvula de globo sí está diseñada para regular por lo que el ajuste del flujo se puede alcanzar a través de su apertura o cierre. Las combinaciones de estas dos válvulas permiten que la turbina trabaje a velocidades de 2500 rpm, lo que garantiza la suficiente velocidad para mantener la presión de aceite para la lubricación y enfriamiento de las chumaceras y así prolongar su función; además de que derivado de estas revoluciones moderadas se evita la inundación del núcleo. En general, se logra no incurrir en condiciones no deseadas de operación que pudieran sacar de operación al sistema.

Los resultados ratifican que, teniendo en cuenta el control de los dos aspectos anteriormente mencionados, no solo se gana en tiempo para implementar otras formas de enfriamiento, sino que el traspaso hacia esos equipos se puede hacer de forma pausada. Esta transición, conocida como "traslape", se puede efectuar fundamentalmente debido a que la estrategia final propuesta permite operar el reactor a valores de presión tales que los equipos portátiles pueden ser capaces de vencer su presión opuesta. Es decir, el hecho de estrangular válvulas disminuye la potencia hidráulica de la bomba y por lo tanto la presión de vapor que tiene que recibir la turbina para desarrollar el trabajo mecánico que la impulsa. Todo esto crea las condiciones para operar el RCIC por debajo de los 10 kg/cm² de presión del reactor sin necesidad de comprometer su funcionamiento. De esta manera se permite a al equipo portátil proporcional el caudal suficiente para remover el calor de decaimiento, y por lo tanto asumir el enfriamiento del reactor.

BIBLIOGRAFÍA.

- [1] World Nuclear Association, “World Nuclear Performance Report 2016”. England and Wales, June 2016.
- [2] “Nuclear Power in Mexico - World Nuclear Association”. 2016. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/mexico.aspx>. [Accessed: 15-Jul-2017].
- [3] Miguel Sánchez López, “Seguridad Nuclear en Reactores BWR/.6”, Seminario de Reactores Avanzados, Universidad Politécnica de Madrid, abril 2016.
- [4] Organismo Internacional de Energía Atómica, “INES: Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos”. Edición de 2008.
- [5] International Atomic Energy Agency, “Safety Aspects of Station Blackout At Nuclear Power Plants”, 1985.
- [6] United States Nuclear Regulatory Commission: Home Page.” [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/>. [Accessed: 21-Feb-2017].
- [7] United States Nuclear Regulatory Commission, “Mitigating Strategies : Safely Responding to Extreme Events”, April 2015.
- [8] “Incompressible Pipe Flow Analysis & Modeling Software | AFT Fathom.” [Online]. Available: <http://www.aft.com/products/fathom>. [Accessed: 11-Apr-2017].
- [9] “Japan Meteorological Agency.” [Online]. Available: <http://www.jma.go.jp/jma/indexe.html>. [Accessed: 06-Feb-2017].
- [10] “Power Reactor Information System- Publications.” [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/Publications.aspx>. [Accessed: 06-Feb-2017].
- [11] Organismo Internacional de Energía Atómica, “The Fukushima Daiichi Accident Report by the Director General”, 2015.
- [12] Francisco Javier Sánchez Velasco, “FUKUSHIMA Nuevos retos de la seguridad nuclear,” *Uciencia*, vol. Número 7, pp. 38–41, 2011.
- [13] International Atomic Energy Agency, “ Safety of Nuclear Power Plants: Design”, Viena, 2000.
- [14] Tokyo Electric Power Company , “Fukushima Nuclear Accident Analysis Report”. June 2012.

- [15] International Atomic Energy Agency, "Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (No.SSG-9)", 2010.
- [16] Government of India, "National Report: Actions taken for Indian NNPs subsequent to Fukushima Nuclear Accident", The convention on nuclear safety: Second Extraordinary Meeting of Contracting Parties , August 2012.
- [17] Institute of Nuclear Power Operations, "Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station", August 2012.
- [18] Juan Matías García , "Modelado y análisis de las características distintivas de la progresión de accidentes severos en una central nuclear tipo PHWR," Instituto Balseiro, pp 17–18, Argentina, Mayo 2013.
- [19] International Atomic Energy Agency, "Strengthening Research and Development Effectiveness in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant", International Experts Meeting, Viena, February 2016.
- [20] Nuclear Regulatory Commission, "SECY-11-0124: Recommended actions to be taken without delay from the near-term task force report", United States, 2011.
- [21] Nuclear Regulatory Commission, "SECY-11-0137: Prioritization of Recommended Actions to be Taken in Response to Fukushima Lessons Learned", United States, 2011.
- [22] Nuclear Regulatory Commission, "SECY-12-0025: Proposed orders and requests for information in response to lessons learned from Japan's march 11, 2011, great tohoku earthquake and tsunami", United States, March 2012.
- [23] Nuclear Regulatory Commission, "Status of Units Remaining to be in Compliance with EA-12-049.", United States, July 2016.
- [24] Nuclear Regulatory Commission, "EA-12-049: Issuance of order to modify licenses with regard to requirements for mitigation strategies for beyond-Design-Basis External Events", United States, March 2012.
- [25] Nuclear Regulatory Commission, "EA-13-109. Issuance of order to modify licenses with regard to reliable hardened containment vents capable of operation under severe accident conditions", United States, 2013.
- [26] Nuclear Regulatory Commission, "EA-12-051: Order modifying licenses with regard to reliable spent fuel pool instrumentation (effective immediately)", United States, 2011.
- [27] Nuclear Regulatory Commission, "COMSECY-14-0037: Integration of mitigating strategies for beyond- design-basis external events and the reevaluation of flooding hazards," vol. 7059, no. 501, United States, November 2014.
- [28] Nuclear Regulatory Commission, Review of the IAEA director general's report, "THE FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT" by the NRC staff, United States, 2015.

- [29] Nuclear Energy Institute, “Diverse and Flexible Coping and Mitigation Strategies for Nuclear Power Plants”, NEI 12-06 revision 2, United States, December 2015.
- [30] Nuclear Regulatory Commission, “Installation of a hardened wetwell vent (Generic Letter 89-16)”, United States, September 1989.
- [31] Nuclear Regulatory Commission, “EA-12-050: Issuance of order to modify licenses with regard to reliable hardened containment vents”, United States, March 2012.
- [32] European Nuclear Safety Regulators Grup, “Action Plan. Follow-up of the peer review of the stress tests performed on European nuclear power plants”, July 2012.
- [33] Radiation and Nuclear Safety Authority, “European Stress Tests for Nuclear Power Plants National Action Plan Finland”, Finland, December 2014.
- [34] Consejo de Seguridad Nuclear Español “Plan nacional de acción de España Post-Fukushima”, España, Diciembre de 2012.
- [35] Swedish Radiation Safety Authority, “Swedish action plan for nuclear power plants. Response to European Nuclear Safety Regulators Grup’s request”, Swedish December 2012.
- [36] Antonio Franco Salas, “tutorial_07.” [Online]. Available: http://ocwus.us.es/ingenieria-agroforestal/hidraulica-y-riegos/temario/Tema 7. Bombas/tutorial_07.htm. [Accessed: 08-Aug-2017].
- [37] Comisión Federal de Electricidad, “Introduccion a los sistemas de emergencia. Emergency Core Cooling System (ECCS). Manual de Laguna Verde”, México 2010.
- [38] Electric Power Research Institute, “MAAP4 Applications Guidance”, Revision 2, United States July 2010.
- [39] Comisión Federal de Electricidad, “Reactor Core Isolation Cooling. Manual de Laguna Verde”, México 2010.
- [40] Nuclear Regulatory Commission, “ BWROG-TP-14-018: Fukushima Response Committee, Beyond Design Basis RCIC Elevated Temperature Functionality Assessment”, Revision 0, United States, December 2014.
- [41] BWR Owners’ Group, “Plant Specific Technical Guidelines” Apéndice B, vol. 1. United States, 2014.
- [42] Nuclear Regulatory Commission, “RCIC System Operation in Prolonged Station Blackout–Feasibility Study’, 0000-0143-0382-R0”, United States, January 2012.
- [43] “About us | Hytrans Fire System” [Online]. Available: <http://hytransfiresystem.com/about-us.html>. [Accessed: 29-Apr-2017].
- [44] Hytrans Fire Systems, “Task Force Tips. Mobile Water Supply”, United States, September 2015.

- [45] Hytrans Fire Systems, "Hytrans Fire Systems. Hydrosub 150", United States 2016.
- [46] "Leyes de afinidad en bombas centrífugas. – Todo sobre HVAC & Fire," 2015. [Online]. Available: <https://aquisistemas.mx/2015/06/09/ley-afinidad-bomba/>. [Accessed: 27-May-2017].
- [47] Universidad del atlántico and Universidad autónoma de Occidente, "Ahorro de energía en sistemas de bombas centrífugas," *Unidad Planeación Minero Energética Colombia*, 2002.
- [48] Environmental Protection Agency Network, "EPANET." [Online]. Available: <https://www.epa.gov/water-research/epanet>. [Accessed: 29-Jul-2017].
- [49] Comisión Federal de Electricidad, "Modelos Fathom de Inyección a la vasija del reactor desde diversas fuentes de agua a través de diferentes distemas de Inyección", 2017.
- [50] Comisión Federal de Electricidad, "Manual de Referencia de las Guías de Soporte Técnico", Revisión 2, marzo de 2017.

ANEXOS.

Anexo 1. Estructura de la tabla implementada para el registro de los valores de entrada al Fathom.

Anexo 2. Esquema General del RCIC.

Anexo 3. Control del caudal al reactor a través la válvula gobernadora y de la MV-8138.

Anexo 4. Potencia hidráulica desarrollada por la bomba durante las pruebas periódicas en planta.

Anexo 5. NPSH requerido por la bomba a partir de las reglas de afinidad.

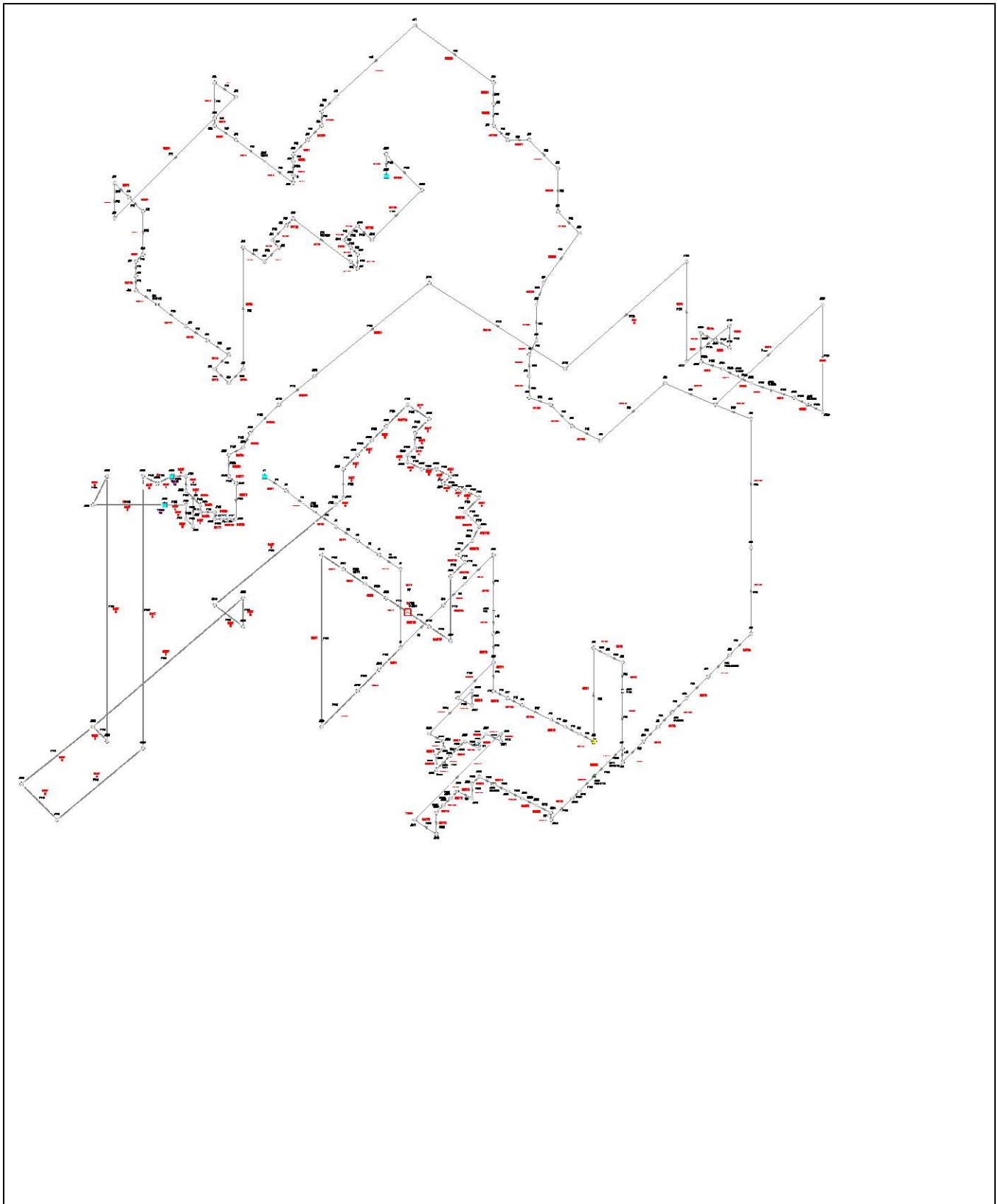
Anexo 6. Análisis de sensibilidad.

ANEXO 1. ESTRUCTURA DE LA TABLA IMPLEMENTADA PARA EL REGISTRO DE LOS VALORES DE ENTRADA AL FATHOM.

Estructura de la base de datos desarrollada.

Segmentos/Tramo.	Tubos					Fitting	Válvulas y Fitting					Referencia.	
	Longitud (m)	Φ nominal (mm)	SCH.	Rugosidad (mm)	Elevación (m)	Tipo	Tipo Válvula	Longitud (m)	K	Diametro(mm)	Estatus		Elevación
RCIC (3) 1-SI													
S1T1	2.37	152.4	80	0.04572	5.8	Filtro			20			E51 CT 31360016	
S1T2	0.2	152.4	80	0.04572	5.8							E51 CT 31360016	
MV-8151							GTV	0.403		152.4	Open	5.8	E51 CT 31360016
S1T3	0.229	152.4	40	0.04572	5.8							E51 CT 31360016	
S1T4	0.516	152.4	40	0.04572	5.8							E51 CT 31360016	
S1T5	0.146	152.4	40	0.04572	5.8							E51 CT 31360016	
V-3							CV *1	0.445		152.4	None	5.8	E51 CT 31360016
S1T6	0.677	152.4		0.04572	5.8	L-R elbows 90º			x				E51 CT 31360016
S1T7	3.4	152.4	40	0.04572	2.4	F-T-B standard T							E51 CT 31360016
Total	7.941							0.403	20				

ANEXO 2. ESQUEMA GENERAL DEL RCIC.



AFT Fathom 9 (Workspace)
07/09/2017
Page 1 of 1

AFT Fathom Model

ANEXO 3. CONTROL DEL CAUDAL AL REACTOR A TRAVÉS LA VÁLVULA GOBERNADORA Y DE LA MV-8138.

Resultados a 21 y 10.5 kg/cm² de presión del reactor.

W descarga l/s	W al reactor l/s	Velocidad rpm	Hsuc kg/cm2(abs)	PI/R001 kg/cm2 (abs)	MV-8138 K =(X)
19.92	5.98	2500	1.59	25.69	1025
16.13	6.01	2425	1.65	25.68	2190
12.97	6	2375	1.69	25.66	4900
8.73	4.36	2325	1.74	25.6	12900

21.5 kg/cm² de presión del reactor.

W descarga l/s	W al reactor l/s	Velocidad rpm	Hsuc kg/cm2(abs)	PI/R001 kg/cm2 (abs)	MV-8138 K =(X)
34.02	11.15	2500	1.24	15.57	0
27.65	6	2250	1.42	15.24	25
19.83	6.03	2000	1.59	15.19	455
7.62	4.27	1750	1.75	15.09	12000

10.5 kg/cm² de presión del reactor.

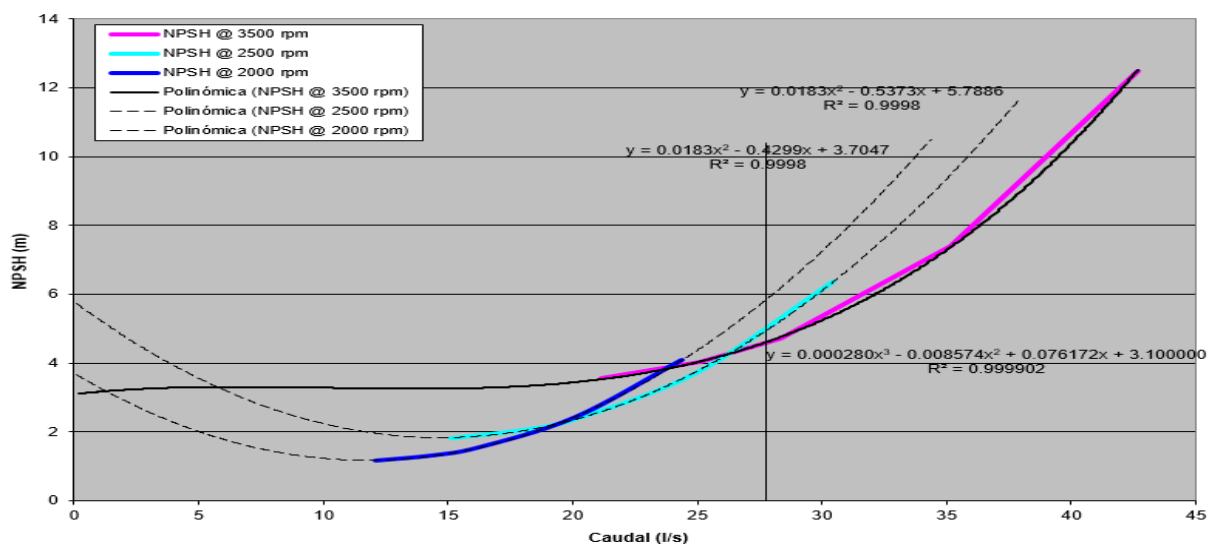
ANEXO 4. POTENCIA HIDRÁULICA DESARROLLADA POR LA BOMBA DURANTE LAS PRUEBAS PERIÓDICAS EN PLANTA.

g (m/s²)	w (m³/h)	ρ (kg/m³)	dH (m)	Kw	W	HP
9.81	77.0	996	241.2	50.4	50394.6	67.6
9.81	84.9	996	231.0	53.3	53260.7	71.4
9.81	92.6	996	208.5	52.4	52393.1	70.3
9.81	92.5	996	207.7	52.1	52140.8	69.9
9.81	90.4	996	206.9	50.8	50767.0	68.1
9.81	91.0	996	206.1	50.9	50915.6	68.3
9.81	90.5	996	205.3	50.5	50453.9	67.7
9.81	90.7	996	204.5	50.3	50336.2	67.5
9.81	90.8	996	203.7	50.2	50199.6	67.3
9.81	90.7	996	203.0	50.0	49985.6	67.0
9.81	90.7	996	202.2	49.7	49742.1	66.7
9.81	90.8	996	201.4	49.6	49644.6	66.6
9.81	90.3	996	200.7	49.2	49193.6	66.0
9.81	90.8	996	200.4	49.4	49359.9	66.2
9.81	91.0	996	200.1	49.4	49408.0	66.3
9.81	90.7	996	199.8	49.2	49195.0	66.0
9.81	90.8	996	199.5	49.2	49153.8	65.9
9.81	90.6	996	199.2	49.0	48990.9	65.7
9.81	90.9	996	199.0	49.1	49068.8	65.8

La tabla muestra una sección de la potencia hidráulica desarrollada por la bomba durante las pruebas periódicas del sistema. Los principales valores para su cálculo se refieren a la diferencia de presión y caudal desarrollada por la bomba, así como la densidad del fluido. Para la obtención de la potencia se usó la siguiente fórmula.

$$P_{h(kW)} = q \rho g h / (3.6 \cdot 10^6)$$

ANEXO 5. NPSH REQUERIDO POR LA BOMBA A PARTIR DE LAS REGLAS DE AFINIDAD.



ANEXO 6. ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD.

P reactor kg/cm ²	H suc kg/cm ² (abs)	P descarga kg/cm ² (abs)	dP kg/cm ²	PI/R001 kg/cm ² (abs)	W descarga lps	W al reactor lps	W línea prueba lps	Variable sensible
10	1.693	25.5	23.807	14.62	13.5	4.62	8.8	5 % de 2500
10	1.69	27.85	26.16	14.61	13.28	4.39	8.87	RO-8105
10	1.36	27.58	26.22	14.67	14.78	5.87	8.89	Filtros K=100
10	2.07	27.03	24.96	14.44	14.96	5.9	9.05	T= 111°C; P= 1.42 kg/cm ²