

ANÁLISIS DEL EVENTO “PÉRDIDA DE REFRIGERANTE DEL CIRCUITO PRIMARIO DEL REACTOR RA-10 A LA ENTRADA DE LA BOMBA”

**CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE**

Alumno: Ing. Bilicki Gonzalo J.

Director: Ing. Hilal Roberto

Co-director: Lic. Ottaviani Anahí

Octubre 2017



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

RESUMEN

Durante el desarrollo de este trabajo, se realizó un Análisis Termohidráulico sobre el comportamiento del Reactor RA-10 tras la ocurrencia de un Evento con Pérdida de Inventario, a la entrada de la Bomba del Circuito Primario de Refrigeración.

El objetivo fue comprender el uso e importancia del Código de Planta RELAP5 3.3, basado en el análisis de los resultados del modelo calculado, como soporte a las técnicas de Análisis Seguridad.

El modelado se realizó postulando hipótesis conservativas para el mencionado evento, de manera tal que considerando las incertezas asociadas, se cumpla con los márgenes de seguridad.

Se realizó por último un análisis paramétrico, teniendo en cuenta dos áreas de roturas. La fenomenología del transitorio fue la esperada, cumpliendo en ambos casos con los márgenes de seguridad antes mencionados.

Esto permitió concluir favorablemente sobre la factibilidad del uso del Código de Cálculo RELAP5 3.3, tanto como herramienta del área Determinista, complementaria al Análisis Probabilístico de Seguridad, como así también para dar soporte en el Diseño y Licenciamiento del Reactor.

ABSTRACT

During the development of this work, a Thermohydraulic Analysis was performed on the behavior of the RA-10 Reactor after the occurrence of an Event with Loss of Inventory, at the entrance of the Primary Cooling Circuit Pump.

The objective was to understand the use and importance of the RELAP5 3.3 Plant Code, based on the analysis of the results of the calculated model, as a support to the techniques of Security Analysis.

The modeling was carried out postulating conservative hypotheses for the mentioned event, so that considering the associated uncertainties, the safety margins were met.

Finally, a parametric analysis was performed, taking into account two areas of failure. The phenomenology of the transient was the expected one, fulfilling in both cases with the margins of safety mentioned above.

This enabled us to conclude favorably on the feasibility of using the RELAP5 3.3 Calculation Code, both as a tool in the Deterministic area, complementary to Probabilistic Security Analysis, and also to support the Design and Licensing of the Reactor.

INDICE

CAPITULO I – INTRODUCCIÓN GENERAL	5
1.1 Antecedentes	5
1.2 Objetivos	5
1.3 Abreviaturas.....	5
CAPITULO II – MEMORIA DESCRIPTIVA	6
2.1 Descripción de la Planta	6
2.2 Utilidad del Reactor	10
2.3 Requerimientos y Criterios de Diseño.....	11
2.4 Criterios de Diseño Relacionados con la Refrigeración del Núcleo	12
2.5 Función del Primario	12
2.6 Refrigeración en Convección Forzada	12
2.7 Refrigeración en Convección Natural.....	14
CAPITULO III – DESCRIPCIÓN DEL CÓDIGO DE CÁLCULO EMPLEADO Y DEL MODELO DESARROLLADO.....	15
3.1 Código de Cálculo	15
3.2 Descripción del Modelo	15
3.2.1 Organización en Planilla de Datos.....	16
3.2.2 Planilla de Nodalización	16
3.2.3 Descripción General de la Nodalización	17
3.3 Hipótesis Generales	22
3.4 Evento Iniciante Postulado (EIP).....	23
3.5 Hipótesis Particulares	23
3.6 Datos Generales	24
3.6.1 Núcleo de Referencia.....	24
3.6.2 Circuito Primario	25
CAPITULO IV – ESTADO ESTACIONARIO.....	27
4.1 Perfil de Temperatura en el Núcleo.....	27
4.2 Flujo Másico	27
4.3 Análisis de Temperatura en CC (Temperatura de Pared).....	27
4.4 Márgenes de Seguridad	29
4.4.1 Margen al Burn-Out (BO).....	29
4.4.2 Margen a la Redistribución de Caudal (RD).....	29
4.4.3 Margen al Apartamiento de la Ebullición Nucleada (DNB)	30
4.4.4 Consideraciones de Incertezas y Resultados Obtenidos.....	31
CAPITULO V – ESTADO TRANSITORIO.....	32
5.1 Resultados	32
5.2 Nivel de refrigerante	33

5.3	Caída de Presión en el núcleo	34
5.4	Potencias en el Núcleo y de Decaimiento	34
5.5	Caudales.....	35
5.6	Temperaturas	37
5.7	Márgenes al Flujo Crítico de Calor	39
CAPITULO VI – CONCLUSIONES		40
CAPITULO VII – ANEXOS		41
7.1	Corte del Edificio del Reactor.....	41
7.2	Válvula Clapeta (Rompesifón y Convección Natural).....	42
7.3	Diagrama de Interconexión de los Sistemas de Refrigeración del Reactor	43
7.4	Nodalización General	44
REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS		45

CAPITULO I – INTRODUCCIÓN GENERAL

1.1 Antecedentes

Como antecedentes a la presente tesina, se realizaron las simulaciones necesarias para el **IPS** del reactor RA-10, siendo utilizado el mismo para el licenciamiento frente a la **ARN** como soporte al diseño del reactor.

1.2 Objetivos

El objetivo de la presente tesina se centra en comprender el uso e importancia del código de planta RELAP, utilizado para el análisis de seguridad en el diseño del reactor RA-10. Para ello se realizó un análisis determinista de un evento con pérdida de refrigerante del circuito primario del reactor RA-10, permitiendo profundizar conceptos y técnicas del Análisis Determinista de Seguridad, como así también programas de cálculo empleados en el área.

1.3 Abreviaturas

Se resume en la siguiente tabla la lista de abreviaturas utilizadas en la presente tesina.

Abreviaturas	Significados
APS	Análisis Probabilística de Seguridad
ARN	Autoridad Regulatoria Nacional
Branch	Componente Tipo Rama
BWR	Boiling Water Reactor
CAE	Centro Atómico Ezeiza
CHKVLV	Componente Tipo Válvula de Retención
EECC	Elementos Combustibles
FPP	Factor de Pico de la Potencia
IPS	Informe Preliminar de Seguridad
LOCA	Accidente con Pérdida de Refrigerante
MtplJun	Componente de Unión Múltiple
MTR	Material Testing Reactor
PIL	Sistema de Refrigeración de Piletas
PIPE	Componente Tipo Tubería
PRE	Pileta de Reactor
PRI	Sistema de Refrigeración Primario
PSE	Pileta de Servicio
PSP	Primer Sistema de Extinción del Rector
PUMP	Componente Tipo Bomba
SCRAM	Apagado de Emergencia de un Reactor Nuclear
SnglJun	Componente de una sola unión
SnglVol	Componente de un solo Volumen
SSP	Segundo Sistema de Extinción
TmdpJun	Componente de Unión Dependiente del Tiempo
TmdpVol	Componente de Unión Dependiente del Volumen
UPS	Uninterruptible Power Supply
Valve	Componente Tipo Válvula

Tabla 1.3.1 – Resumen de abreviaturas utilizadas en la presente tesina y sus significados

CAPITULO II – MEMORIA DESCRIPTIVA

2.1 Descripción de la Planta

Se presentan brevemente las características principales del reactor y la función de los sistemas y componentes más relevantes del mismo. (**Anexo 7.1 Corte del Edificio del Reactor**)

El **Reactor RA-10** es un reactor multipropósito que se encuentra en etapa de construcción, siendo su lugar de emplazamiento el **CAE**. El mismo está destinado a la producción de radioisótopos, irradiación de combustibles, uso de haces y realización de experimentos neutrónicos y termohidráulicos. Tiene como objetivo ampliar y consolidar la producción de radioisótopos, proveer facilidades de irradiación que permitan realizar ensayos de materiales y combustibles, cumpliendo con el objetivo de ofrecer nuevas aplicaciones en el campo de la ciencia y la tecnología.

El **Núcleo** tendrá 25 posiciones en un arreglo de 5x5. Las 4 esquinas y 2 posiciones centrales se utilizarán como cajas de irradiación para ensayos de materiales, el resto del arreglo se completará con 19 elementos combustibles normales. La potencia nominal del núcleo será de 30 MW.

Los **Elementos Combustibles** serán tipo **MTR** de sección cuadrada, cada uno con 21 placas combustibles planas. Cada placa combustible consistirá de un núcleo de polvo de Siliciuro de Uranio (U_3Si_2 ; 4,8 g/cm³; enriquecimiento 19.70% de U235 en peso) disperso en una matriz de aluminio puro, herméticamente sellado entre dos cubiertas de aleación de Aluminio (Cladding). Se utilizarán alambres de **Cadmio** como venenos quemables.

Se utilizará como moderador neutrónico agua liviana desmineralizada y como reflector líquido Agua Pesada (D₂O).

El **Tanque Reflector** estará compuesto por una estructura metálica cilíndrica, fabricado en Zircalloy-4, material transparente a los neutrones. La superficie interna estará en contacto con agua pesada (reflector) y la superficie externa estará en contacto con agua liviana de la pileta del reactor. A lo largo de su eje central tendrá un pasante de sección rectangular (chimenea), donde se ubicará el núcleo. El tanque será atravesado verticalmente por tubos de diferentes dimensiones para alojar las distintas facilidades de irradiación. También alojará un contenedor para la fuente fría y en un plano medio horizontal se ubicarán 2 haces de neutrones fríos y 2 haces térmicos. Todos los haces se dispondrán tangenciales al núcleo.

La **Pileta del Reactor (PRE)** será un tanque cilíndrico de acero inoxidable embebido en hormigón, cuyas funciones serán: contener el núcleo y sus estructuras, facilidades de irradiación, instrumentación nucleónica, etc.; mantener el inventario de agua requerido por los sistemas de refrigeración de núcleo y pileta para que estos cumplan con sus funciones; servir de blindaje biológico de la radiación proveniente del núcleo e internos del reactor. **Estará conectada por su base con el Cuarto de Mecanismos por medio de penetraciones mecánicas que incluirán los pasantes para los mecanismos de las barras de control.**

La **Pileta de Servicios (PSE)** será un tanque rectangular embebido en hormigón, cuyas funciones serán: contener los canastos de elementos combustibles gastados y los contenedores de materiales irradiados; permitir el transporte bajo agua de materiales

activos hacia y desde las celdas calientes; servir de blindaje biológico de la radiación proveniente del almacenamiento de los combustibles gastados y almacenamiento de materiales irradiados.

El **Primer Sistema de Extinción del Reactor (PSP)** será un banco de barras absorbentes de neutrones, cada barra compuesta por placas de **Hafnio**. El accionamiento de las mismas será desde abajo por un mecanismo neumático. Las placas de control estarán conectadas con los mecanismos a través de **varillas macizas** de accionamiento, las cuales penetrarán por la base de la Pileta de Reactor. Entre columnas de elementos combustibles se ubicaran dos hileras, cada una con 3 cajas guías de barras de control, dando un total de 6 elementos independientes. Todas las placas absorbentes tendrán tanto la **función de controlar la reactividad del reactor** durante la operación del mismo, como así también, el de apagado rápido cuando reciban la solicitud del Sistema de Protección del Reactor.

El **Segundo Sistema de Extinción del Reactor (SSP)** tendrá como **función principal el rápido apagado** del reactor mediante el drenaje parcial de agua pesada desde el tanque reflector hacia el tanque de almacenamiento de D₂O. El drenado será por gravedad y se logrará por la apertura de un grupo de válvulas de actuación neumática. La disminución del nivel de agua pesada en el tanque reflector se traducirá en una disminución en la capacidad de reflejar neutrones lo cual dejará al núcleo en una condición de sub-criticidad y por lo tanto detendrá la reacción en cadena.

El **Sistema de Refrigeración Primario (PRI)** se encargará de extraer aproximadamente el **95% del calor generado en el núcleo** para mantener el mismo en condición segura. El **5% restante** será extraído por el Sistema de Refrigeración del Reflector. El calor será extraído por el flujo de refrigerante a través del núcleo ya sea por **circulación forzada ascendente** durante el modo de operación de alta potencia del reactor, o por convección natural durante el modo de operación de baja potencia del reactor, en el estado de apagado normal o apagado en condiciones anormales. El calor extraído será transferido directamente al Sistema Secundario de refrigeración, a través de los intercambiadores de calor del primario, o indirectamente a través del **Sistema de Refrigeración de Piletas**. Bajo condiciones anormales o en caso de que el sistema de refrigeración de piletas no se encuentre disponible, el calor será transferido al agua de las piletas del reactor y de servicios, al abrirse unas **Válvulas Clapetas - Anexo 7.2 Válvula Clapeta (Rompesifón y Convección Natural)** siendo el agua de la pileta del reactor el sumidero de calor.

El **Sistema de Refrigeración y Purificación del Reflector** deberá: remover el calor depositado en el agua pesada contenida en el tanque reflector, mantener las condiciones de pureza requeridas para el agua pesada y controlar la concentración de deuterio y oxígeno generados por la radiólisis del agua pesada.

El **Sistema de Refrigeración de Piletas (PIL)** deberá refrigerar adecuadamente las facilidades de irradiación ubicadas en el tanque reflector, por **circulación forzada descendente** de agua de la pileta del reactor. En el caso de la refrigeración en parada o cuando las bombas del sistema no estén disponibles, el circuito de refrigeración se cerrará al abrirse las **válvulas clapetas**.

El **Sistema de Refrigeración Prolongada de Piletas** deberá remover el calor de decaimiento del núcleo durante eventos operacionales previstos, operación a baja potencia y cuando el reactor se encuentra en parada; remover el calor de decaimiento de

los combustibles gastados almacenados en la Pileta de Servicios, durante todos los estados operativos del reactor.

El **Sistema de Purificación del agua del reactor** deberá eliminar las impurezas del agua tales como polvo, productos de corrosión y fisión, para mantener la calidad del agua y proveer una óptima calidad visual. El sistema funcionará con una columna tipo lecho mixto de resinas de intercambio iónico.

El **Sistema Asegurado de Potencia** provee servicio eléctrico confiable, asegurado e ininterrumpido a los sistemas y componentes que lo requieren para llevar el Reactor al estado de **Parada Segura**, utilizando fuentes de energía internas (generadores Diesel y bancos de baterías)

El **Sistema de Refrigeración Secundario** tendrá la función de transferir al ambiente una carga térmica máxima de aproximadamente 35 MW con el reactor a plena potencia, provenientes del Sistema Primario, del Sistema de Refrigeración de Piletas, del Sistema de Refrigeración Prolongado de Piletas, del Sistema de Refrigeración del Reflector, de los enfriadores del sistema de ventilación del reactor, etc. Conectado al Sistema Asegurado de Potencia a través de varias bombas que, con el reactor en parada, tendrá la función de transferir al ambiente el calor de decaimiento del núcleo, de los dispositivos de irradiación y de los EECC gastados, con el fin de mantener dentro de cierto rango la temperatura de las piletas reactor y servicio. El sistema evacuará el calor al medio ambiente a través de un conjunto de torres de enfriamiento de tiro inducido.

El **Sistema de Inyección de Agua de Emergencia** tendrá la función de proveer un medio de remoción de calor residual del núcleo ante un evento de pérdida de refrigerante, de muy baja frecuencia de ocurrencia y por lo tanto más allá de la base de diseño, en el que el nivel de agua de la pileta del reactor desciende por debajo del nivel de rompesifones. Permitiendo mantener cubiertos los EECC irradiados almacenados en la pileta de servicio, por tiempo indeterminado a través de inyección de agua desde el exterior de la instalación.

El **Sistema de Colchón Caliente** será una gruesa capa estable de agua caliente, con una temperatura 5°C por encima de la temperatura de operación de las piletas reactor y servicio. Su función será evitar que las impurezas activas, disueltas en el agua de las piletas lleguen a la superficie, disminuyendo de ese modo la dosis en boca de tanque. Además proveerá un barrido superficial del espejo de agua de las piletas y permitirá mantener el inventario de agua en la misma, cubriendo las posibles pérdidas por ejemplo por evaporación.

El **Sistema de Ventilación del Confinamiento** tendrá la función de mantener condiciones de confort en áreas ocupadas por personal en el Edificio del Reactor y controlar la concentración de radionucleídos que pudieran existir en el aire del ambiente de trabajo producto de la operación normal o de situaciones anormales. En operación normal, el confinamiento operará a una leve depresión respecto de la atmósfera externa. La detección de actividad gamma en chimenea disparará la reconfiguración del Sistema de Ventilación al "modo emergencia", obligando a que el aire recircule a través de filtros absolutos y filtros de carbón activado.

El **Sistema de Protección del Reactor** monitoreará continuamente las variables de seguridad del reactor y será el encargado de demandar la activación de las acciones de

protección relacionadas con el control de reactividad, refrigeración del núcleo y contención de radionucleídos, en caso de fallas en la instalación, posibles errores en la operación o eventos externos. Genera señales que inician acciones de protección automáticamente, en caso de que algunas de estas variables alcancen valores fuera de los límites preestablecidos.

El **Sistema de Control y Monitoreo** recibirá señales de campo, mostrará la información al operador, y permitirá tomar acciones en base a comandos impartidos por el operador o por procedimientos “automáticos” pre-programados. Este sistema cubrirá todas las funciones de control automáticas y manuales necesarias para la operación y supervisión del reactor y de todos los sistemas de la Instalación en condiciones normales. La función de regulación automática de la potencia del reactor o Piloto Automático también será parte de este sistema.

El **Sistema de Monitoreo Post Accidente** es un sistema redundante de visualización. Tiene como función proveer en Sala de Control Principal y en Sala de Control Alternativo información confiable de variables de seguridad del Reactor en estado de accidente y post accidente. Permitiendo de esta manera monitorear las variables relevantes y determinar en condiciones post accidente, si los sistemas de parada han ejecutado su función satisfactoriamente, evaluando la ejecución de acciones durante la evolución post accidente.

El **Sistema de Instrumentación Nucleónica** estará compuesto por una diversidad de canales, cuya combinación permitirá la medición del flujo neutrónico durante todo el rango de operación del reactor, describiendo el estado del mismo (potencia) y su evolución en tiempo real, respecto de la producción de neutrones.

El **Sistema de Monitoreo de Radiación** será un sistema que realizará todas las mediciones de niveles de radiación en modo continuo en los procesos que abarcan líquidos, gases, monitoreo de criticidad, supervisión de áreas y del personal dentro del edificio del reactor y del edificio guía de neutrones.

Desde la Sala de Control Principal los sistemas del reactor, sistemas auxiliares y otros sistemas de la Instalación serán controlados y monitoreados en todos los estados operacionales, **así como durante estados anormales**. Si ésta debiese evacuarse, se recurrirá a una **Sala de Control Alternativa** cuyo propósito es apagar el reactor y mantener la Instalación en estado seguro. Esta sala deberá también proveer información post-accidente para poder delinear las contramedidas que deberían ser llevadas a cabo para mitigar las consecuencias del mismo.

El Sistema Eléctrico de la Instalación se compondrá de dos suministros principales independientes. El reactor operará solo cuando el Suministro Normal de Potencia esté disponible. La pérdida de este suministro producirá la parada automática del reactor y a partir de ese momento las cargas eléctricas Esenciales a la Seguridad (y algunas pocas No Esenciales a la Seguridad) recibirán suministro de energía eléctrica desde el Suministro Asegurado de Potencia. Las Cargas Eléctricas Esenciales a la Seguridad son aquéllas que son necesarias para el funcionamiento del sistema de protección, de la instrumentación y de los sistemas importantes a la seguridad del reactor. El Suministro Asegurado de Potencia estará compuesto por Generadores Diesel y **UPS** asistidas por baterías.

2.2 Utilidad del Reactor

A continuación se detallan los objetivos respecto a las tres finalidades que tendrá el RA-10:

- **Aplicaciones Médicas:** aumentar la producción de radioisótopos en escala comercial para abastecimiento del mercado local regional y parte del mercado internacional a través de un incremento en la producción de Molibdeno-99, Samario-153, Lutecio-177, Cromo-51, Fósforo-32, Iridio.192 y la generación de nuevos radioisótopos como el Bismuto-213.
- **Investigación Científica:** iniciar el desarrollo de aplicaciones tecnológicas y abordar temas vinculados con la investigación básica y aplicada a través del uso de técnicas neutrónicas basadas en la utilización de haces térmicos y fríos.
- **Aplicaciones Industriales:** dopado de Silicio por transmutación neutrónica, análisis por activación neutrónica, ensayo de materiales, producción de fuentes radioactivas selladas.

El diseño conceptual del núcleo del reactor RA-10 contempla la posibilidad de irradiar muestras y dispositivos dentro del mismo. Se dedicarán 6 posiciones de núcleo fijas para albergar Facilidades de Irradiación Interiores del Núcleo (**DEIN**) con diferentes requerimientos de flujo neutrónico, clasificando las cápsulas de irradiación como Instrumentadas y No Instrumentadas. Las Facilidades Instrumentadas permitirán conectar dispositivos para realizar mediciones en línea, simultáneamente con la operación del reactor, como temperatura, tensión, deformación, etc. También será posible la conexión a sistemas de proceso (inyección de gases inertes, refrigeración, etc.). Las Facilidades No Instrumentadas consistirán en cápsulas estancas que contendrán las muestras a irradiar. Pudiendo las mismas ser colocadas o retiradas en el estado operacional "Movimiento de EECC".

Las Facilidades de Irradiación exteriores al Núcleo (**DEEN**) se encontrarán ubicadas en el tanque reflector, su función será albergar los blancos/porta-blancos para las aplicaciones requeridas, asegurando una geometría fija y reproducible. Serán utilizadas con diferentes exigencias de flujo neutrónico y/o disipación de potencia térmica.

La Fuente Fría de Neutrones consistirá en un moderador de muy alta eficiencia (en este caso deuterio líquido a una temperatura de 20 Kelvin) ubicado en un contenedor especial en el tanque reflector, y refrigerado con un sistema de Helio criogénico. Su función será la producción de neutrones "fríos" (es decir, en un rango de energía < 10 MeV).

Otra posición en el tanque reflector será ocupada por una Facilidad de Irradiación de Barras Combustibles de Potencia (**LOOP de Combustibles**) cuya función será irradiar barras combustibles de las Centrales Nucleares de Potencia argentinas (CNAI, CNAII, CNE y CAREM) y de **PWRs**, en las mismas condiciones de presión (hasta 18 MPa), temperatura (350 °C), velocidad y química del refrigerante a las que estarían sometidas en los reactores de potencia, con el objetivo de estudiar el comportamiento de los materiales sometidos a condiciones extremas.

Los neutrones térmicos y fríos serán extraídos de sus respectivas fuentes a través del tanque reflector y del blindaje biológico (agua de la pileta reactor y block de hormigón), por Haces de Neutrones especialmente diseñados con superficies internas realizadas

con súper-espejos de alta tecnología. Los neutrones que entran a estas “guías de onda” podrán ser transportados largas distancias sin experimentar pérdidas significativas, proyectándose hacia el Edificio de Guías de Neutrones, en el Hall de Investigación, donde se conectarán con los instrumentos científicos.

La transferencia y refrigeración de cápsulas selladas, hacia y desde las posiciones de irradiación previstas en el tanque reflector, con el reactor en operación, se realizará por medio de un Sistema Neumático de Transferencia que utilizará gas nitrógeno industrial como fluido de trabajo. Estas facilidades se utilizarán con propósitos tanto de producción de radioisótopos como con fines de investigación (Análisis por Activación Neutrónica).

Se prevén dos Celdas Calientes a nivel del Hall del Reactor (nivel +13) ubicadas en uno de los laterales de la pileta de servicio, que tendrán la función de armado y desarmado de dispositivos de ensayo de materiales y dispositivos de experimentación, gestión de material irradiado hacia y desde las facilidades de producción de radioisótopos, etc. A nivel de Planta Baja (nivel +0) se encontrará una tercer celda, de similares características que las anteriores y que se utilizará para despacho de material irradiado fuera de la instalación para su procesamiento.

2.3 Requerimientos y Criterios de Diseño

El Primario será un circuito abierto, cuyo sistema estará completamente dentro del confinamiento. Las bombas y equipos asociados al mismo se encontrarán por debajo del nivel del núcleo. El tanque de decaimiento se encontrará dentro de un cuarto blindado con paredes de concreto.

Deberá asegurar suficiente caudal a través del núcleo durante el transitorio de pérdida de refrigeración por apagado de una o más de las bombas del primario, así como también durante la transición entre refrigeración por convección forzada y refrigeración por convección natural.

Se deberán incluir características de seguridad inherentes y pasivas, e incorporar redundancia en el diseño del sistema de remoción del calor residual del núcleo, utilizando válvulas Clapetas de convección natural duplicadas, que deberán poder ser ensayadas en forma periódica para verificar que son capaces de cumplir su función en caso de ser requeridas.

Deberá considerar medios para mantener la corrosión de sus estructuras y equipos dentro de límites aceptables, durante la vida útil de la instalación. Se deberán incorporar sistemas de monitoreo de la calidad del agua, tratamiento y purificación. Además se deberán incluir sistemas para el monitoreo y remoción de sustancias radiactivas del medio refrigerante, incluyendo productos de fisión y productos de activación.

Las estructuras y componentes del Primario deberán ser diseñados y construidos para soportar las cargas estáticas y dinámicas previstas durante operación normal y eventos base de diseño, incluyendo efectos térmicos e hidráulicos.

La sala de bombas deberá ser accesible en operación, lo que implica dosis operacionales aceptables.

La velocidad de circulación del refrigerante no deberá sobrepasar los valores recomendados para evitar vibraciones en las cañerías, elevadas potencias de bombeo, etc.

Deberá satisfacer el requerimiento de mantener constante la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, en operación a potencia nominal.

2.4 Criterios de Diseño Relacionados con la Refrigeración del Núcleo

Los siguientes criterios están relacionados con la refrigeración del núcleo (diseño termohidráulico).

El número total de **EECC** en el núcleo será 19.

- **N° EECC = 19**

El factor de pico de la potencia deberá ser menor a 3,3.

- **FPP \leq 3,3**

La potencia generada deberá ser menor a la máxima permitida para cada régimen de refrigeración:

- **Refrigeración Forzada: potencia \leq 30 MW**
- **Refrigeración en Convección Natural: potencia \leq 400 KW**

2.5 Función del Primario

La función principal del Primario es mantener las placas combustibles refrigeradas, con márgenes adecuados, dentro de los límites de seguridad, tanto en estados operacionales como durante eventos operacionales previstos y eventos base de diseño.

El circuito puede considerarse dividido en dos partes con funciones de seguridad diferentes. (**Anexo 7.3 Diagrama de Interconexión de los Sistemas de Refrigeración del Reactor**)

La parte del Primario ubicada **dentro** de la pileta del reactor tendrá como función la refrigeración del núcleo:

- en convección forzada cuando el reactor está operando a potencia
- en convección natural cuando el reactor está en parada

La parte del Primario ubicada **fuera** de la pileta del reactor tendrá como función mantener el refrigerante en circulación transfiriendo el calor generado en el núcleo al Sistema Secundario de Refrigeración.

2.6 Refrigeración en Convección Forzada

Durante la operación del reactor a potencia nominal el Primario extrae el calor generado en el núcleo por convección forzada a través del mismo y lo transfiere al Secundario a través de los intercambiadores de calor.

Después de atravesar el núcleo en flujo ascendente, el agua del Primario asciende por la chimenea donde se encuentra con el caudal de taponamiento descendente desde la

pileta. El caudal total (primario + taponamiento) es conducido a través de la cañería de salida hacia el tanque de decaimiento atravesando la pileta del reactor.

La línea principal del Primario sale del tanque de decaimiento atravesando el blindaje de hormigón y entra en la sala de bombas, donde se divide en tres ramas cada una de las cuales tiene una bomba centrífuga y un intercambiador de calor tipo placas. En operación normal, dos ramas tienen la capacidad de refrigerar adecuadamente el sistema. Cada bomba deberá tener un volante de inercia que permita la disminución lenta del caudal de refrigeración a través del núcleo, en caso de pérdida de energía eléctrica.

La sala de bombas estará subdividida de manera que cada rama del circuito quede separada físicamente. A la salida de los intercambiadores de calor las tres ramas se conectan en una tubería común de retorno. Esta atraviesa el blindaje de hormigón del reactor y luego se divide en dos ramas de cañería que entran a la pileta del reactor por sobre el nivel del núcleo. Las cañerías descienden dentro de la pileta para descargar el agua en el Plenum inferior del núcleo. La cota de ingreso/egreso de las cañerías a la pileta debe ser suficiente como para que, en caso de un evento de pérdida de refrigerante, los rompesifones aseguren mantener un cierto nivel de agua en la pileta por encima del núcleo.

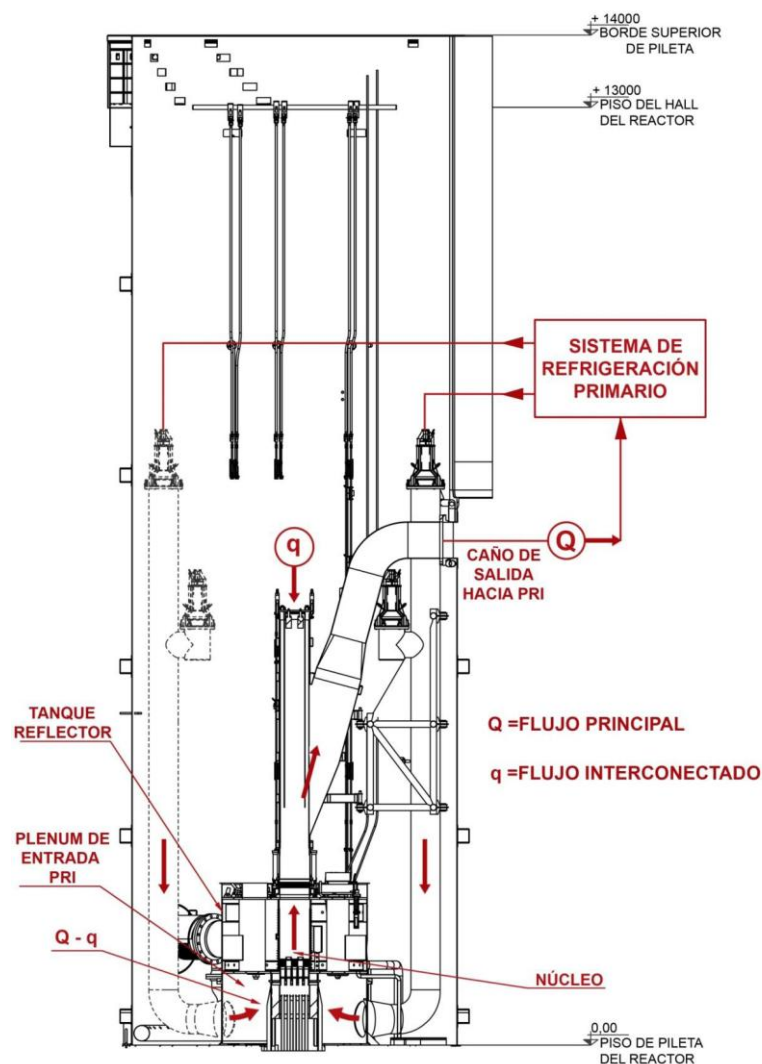


Figura 2.6.1 – Circulación del refrigerante en convección forzada

2.7 Refrigeración en Convección Natural

Para la refrigeración en parada y algunos transitorios operacionales, el circuito se cierra sobre la misma pileta del reactor al abrirse las válvulas Clapetas y el calor residual generado en el núcleo se elimina por convección natural.

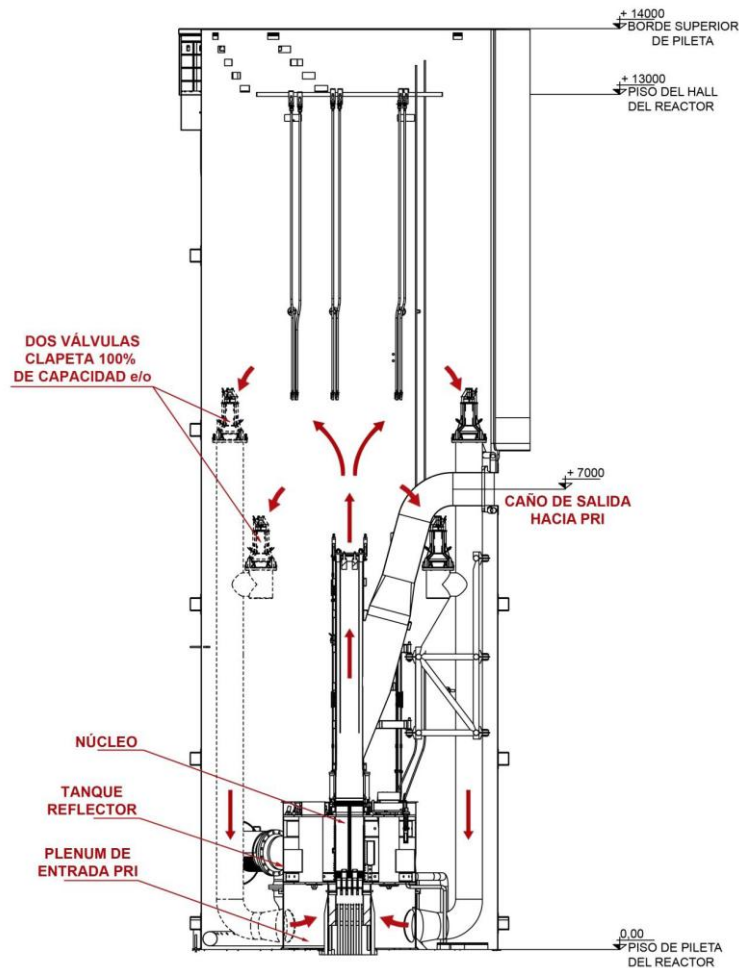


Figura 2.7.1 – Circulación del refrigerante en convección natural

CAPITULO III – DESCRIPCIÓN DEL CÓDIGO DE CÁLCULO EMPLEADO Y DEL MODELO DESARROLLADO

3.1 Código de Cálculo

El Código RELAP fue desarrollado en el “Idaho National Engineering Laboratory (INEL)” para la “U.S. Nuclear Regulatory Comisión (NCR)”. A pesar de haber sido diseñado para plantas nucleares de agua liviana, su uso se ha extendido a reactores tipo **BWR** y también ha sido empleado en Reactores de Investigación [1] OPAL; [2] IPS desarrollado en el proyecto RA-10.

Es un código genérico que puede ser usado para la simulación de una gran variedad de procesos hidráulicos y térmicos tanto en sistemas nucleares, como en sistemas no nucleares, considerando mezclas de vapor, agua y vapores no condensables. Incluye muchos componentes genéricos, con los cuales se pueden simular sistemas muy complejos. Estos modelos de componentes representan bombas, válvulas, tubos, estructuras irradiadoras y de absorción de calor, cinética del reactor, calentadores eléctricos, bombas jet, turbinas, separadores de vapor, acumuladores y sistemas de control. Además, están incluidos modelos de procesos especiales para lograr diversos efectos como pérdidas de flujo en un cambio abrupto de área, ramificaciones, estrangulación de flujo y transporte de gases no condensables.

Las aplicaciones del código incluyen análisis de transitorios, requeridos para el análisis determinista y **APS**, con fines de licenciamiento, verificación y realimentación al diseño. También posee aplicaciones específicas que permiten simulaciones de transitorios tales como pérdida de refrigeración, pérdida de refrigerante, inserciones de reactividad, como así también transitorios anticipados sin actuación del sistema de extinción, etc.

El código acopla un modelo neutrónico utilizando la aproximación de cinética puntual con un modelo termohidráulico, que resuelve seis ecuaciones de balance de masa, momento y energía para líquido y vapor. Esto permite tratar flujos en simple y doble fase. Los flujos tanto de energía como de momento son aproximados por modelos unidimensionales. Trae incorporados además dos ecuaciones de balance adicionales para modelar presencia de no condensables y venenos neutrónicos disueltos en agua, llegando a resolver ocho ecuaciones y ecuaciones de cierre constituidas esencialmente por correlaciones empíricas para determinar los coeficientes de transferencia de calor, factores de fricción, etc.

Para la ejecución del código, se debe armar un archivo de texto como entrada (input), en donde se vuelcan los datos antes descriptos junto con parámetros de procesos y neutrónicos.

3.2 Descripción del Modelo

Cabe mencionar que el modelo fue desarrollado para el proyecto RA-10 por el departamento de Seguridad Nuclear de la CNEA, utilizando las siguientes herramientas:

- Planillas de cálculo de Microsoft Excel como herramienta de modelado
- RELAP5 3.3 como herramienta de cálculo
- MatLab como herramienta de visualización



3.2.1 Organización en Planilla de Datos

Los datos necesarios para el modelado en RELAP fueron recopilados en hojas de cálculo de Microsoft Excel (Planilla de Datos), siendo una metodología heredada del trabajo realizado por el departamento de Seguridad Nuclear de la CNEA para el Proyecto CAREM. La misma se organiza de la siguiente manera:

- Rótulo de identificación (parámetro)
- Breve descripción del mismo
- Referencia o plano de origen
- Unidades representativas
- También dispone de figuras explicativas de fácil visualización para valores geométricos.

La Planilla de Datos presenta como ventajas:

- Distintas personas pueden trabajar simultáneamente en diferentes partes de la nodalización utilizando la misma fuente de datos
- Se puede rastrear fácilmente la procedencia de los datos a partir de las referencias de la planilla
- La organización disminuye la probabilidad de cometer errores
- Facilita el trabajo de actualizar los valores numéricos (cambio de ingeniería)
- Facilita la revisión de los valores numéricos
- Facilita intercambio de información con diferentes secciones
- Es útil como base de datos interna del proyecto

3.2.2 Planilla de Nodalización

El código requiere la discretización de los sistemas en volúmenes de control, esto se denomina nodalización, dentro de los cuales considera propiedades uniformes.

Los volúmenes de control se vinculan termohidráulicamente mediante uniones y térmicamente con estructuras. Para cada volumen se ingresan propiedades geométricas, orientación, rugosidad de las paredes, y demás propiedades.

Ventajas de una Planilla de Nodalización:

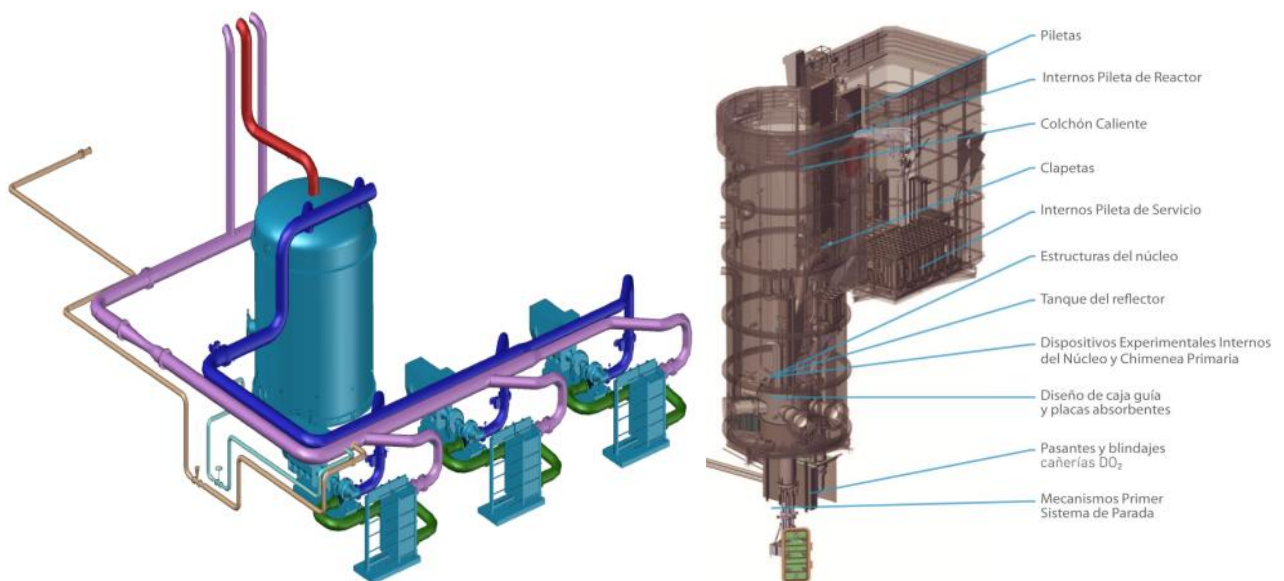
- Permite visualizar de manera más gráfica el input de RELAP
- Permite trazar la procedencia de todos los valores numéricos del input
- Permite una mejor organización con la consecuente disminución de errores
- Permite habilitar y deshabilitar componentes de manera rápida y simple
- Permite configurar el tipo de transitorio a analizar, antes de generar el input de RELAP

Se dispone del modelado de los siguientes sistemas:

- Pileta del Reactor y de Servicio
- Núcleo (Canal Caliente, Canal Promedio, By-Pass)
- Grilla de EECC
- Chimenea
- Tanque de Decaimiento
- Tramos del PRI
- Tramo de Interconexión PRI-PIL
- Tramo de Recirculación del PRI
- Bombas del PRI
- Intercambiadores de Calor de PRI
- Las ramas de retorno a la Pileta del Reactor
- Plenum Inferior
- Clapetas
- Un modelo de cinética puntual

3.2.3 Descripción General de la Nodalización

A continuación se describen las características consideradas para la nodalización de los diferentes sistemas, que conforman el circuito de Refrigeración Primario.



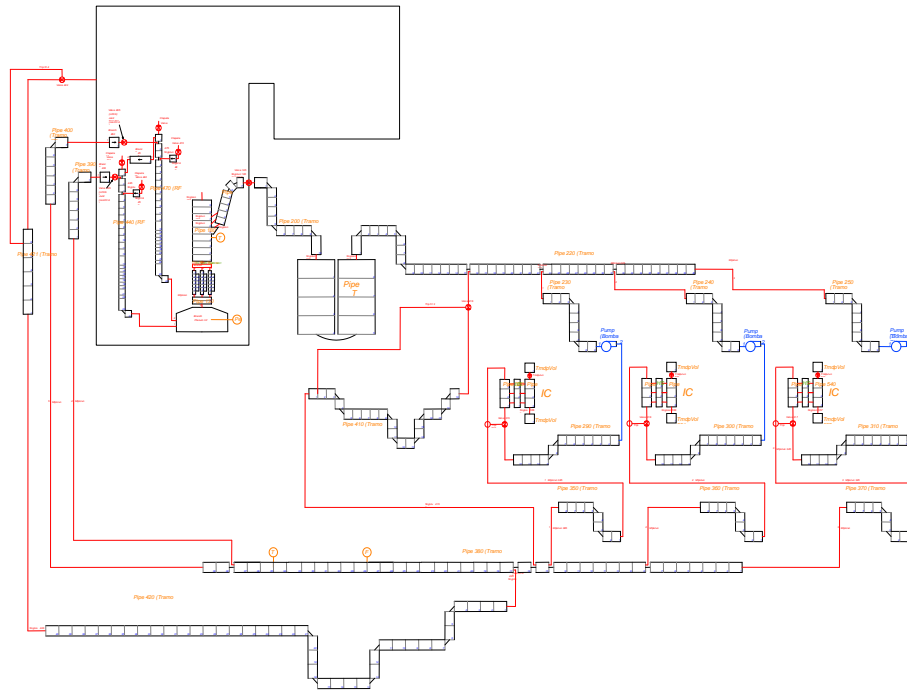


Figura 3.2.3.2 – Esquema General de Nodalización del Circuito de Refrigeración Primario

3.2.3.1 Nodalización de Pileta del Reactor

La nodalización de Pileta del Reactor se realizó de la siguiente manera:

- 5 **PIPEs** verticales
- Un **BRANCH** de unión
- Un **SnglVol**
- Un **TmdpVol** como condición de borde
- Los 5 **PIPEs** son unidos con 6 componentes **MtplJun** para permitir el mezclado en la pileta (uniones cruzadas)
- Se propuso como condición de borde 1 atm y 25°C
- La pileta se considera adiabática

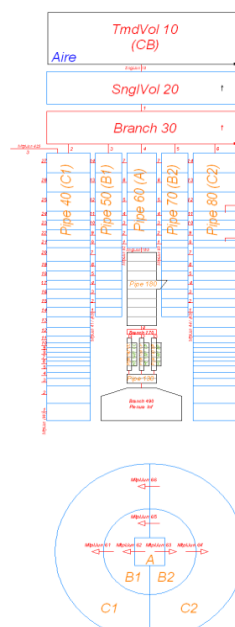


Figura 3.2.3.1.1 – Nodalización de Pileta del Reactor

3.2.3.2 Nodalización del Núcleo

El núcleo se nodalizó con:

- 4 **PIPEs** verticales
- 1 **BRANCH** de unión
- 1 **MtpIJun** que une a los 3 **PIPEs** calefaccionados
- 3 estructuras de calor que calefaccionan en la zona activa de los EECC

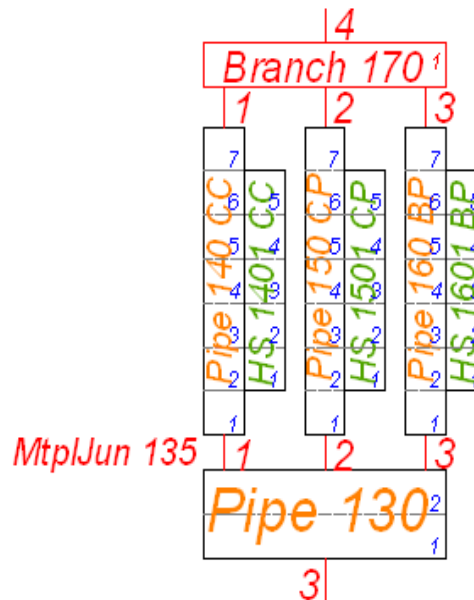


Figura 3.2.3.2.1 - Nodalización del Núcleo

A continuación se detallan los componentes empleados:

- **PIPE 130:** Representa la grilla del reactor, en éste se regula el DP del núcleo
- **PIPE 140:** Corresponde a un **canal caliente (CC)** con la utilidad de evaluar los parámetros que afectan a la seguridad, como ser, temperatura máxima, caudales y flujos críticos. Representa el canal con mayor disipación de potencia ($F_p=3,3$)
- **PIPE 150:** Corresponde a los canales restantes/promedios (**CP**) y permite caracterizar el comportamiento global del núcleo. Es donde se disipa casi toda la potencia del núcleo
- **PIPE 160:** Representa el caudal de **By Pass (BP)** al núcleo, correspondiente al fluido refrigerante que no refrigera a los EECC. El mismo refrigera las FIT, FIR, guías de barras, canales entre chimenea y núcleo. Se considera que en BP disipa una potencia en exceso igual a 8,8% de la potencia de núcleo
- **Componente 135:** Es utilizado para regular los caudales por los canales CC, CP y BP
- **BRANCH 170:** Se utiliza para interconectar los canales CC, CP y BP con la chimenea de núcleo

3.2.3.3 Nodalización de Chimenea

La nodalización de Chimenea se realizó con:

- 2 **PIPEs**, uno vertical y el otro oblicuo
- 3 **SnglJun**

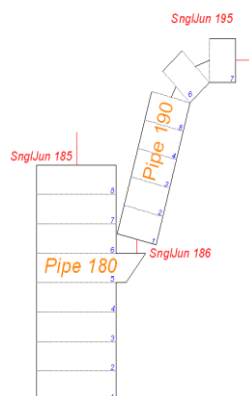


Figura 3.2.3.3.1 - Nodalización de Chimenea

Detalle de los componentes empleados:

- **Componente 185:** Conecta la chimenea con la pileta del reactor
- **Componente 186:** Conecta los 2 PIPEs de la chimenea
- **Componente 195:** Conecta la chimenea con el tramo hacia el tanque de decaimiento del PRI

3.2.3.4 Nodalización de Tramos del PRI Exteriores a la Pileta

La misma se realizó siguiendo la geometría del tendido de cañerías indicado en el LayOut, utilizando 17 componentes PIPEs y las uniones correspondientes. Se incorporaron los coeficientes de pérdida de carga localizada en el tendido de cañería, correspondiente a:

- Cambios de área
- Codos
- Válvulas
- Derivaciones de caudal

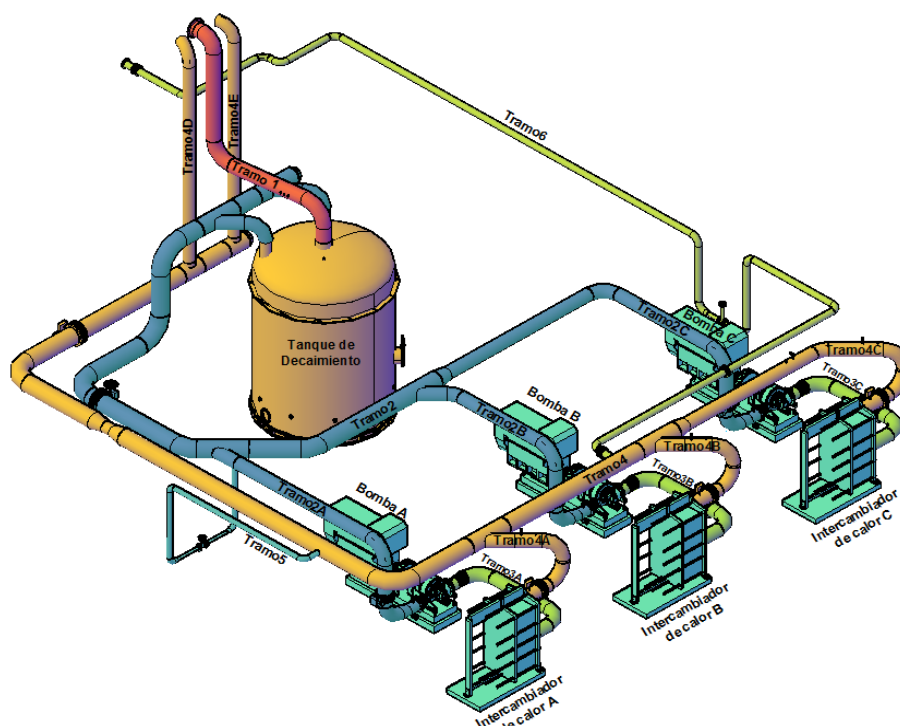


Figura 3.2.3.4.1 - Nodalización de Tramos del PRI Exteriores a la Pileta

Con el Tramo 5 (tramo de recirculación), se regula el caudal de refrigeración. Para ellos se utiliza un coeficiente de pérdida localizada en donde estaría localizada la válvula de regulación.

El Tramo 6 (tramo de interconexión con el sistema PIL) fue conectado directamente a la pileta del reactor.

3.2.3.5 Nodalización de Bombas del PRI

Se realizó con 3 componentes **PUMP** cada uno con las siguientes características:

- Altura de impulsión 60 m
- Torque nominal 2300 N*m
- Caudal nominal 1800 m³/h
- Momento de inercia 120 kg*m²

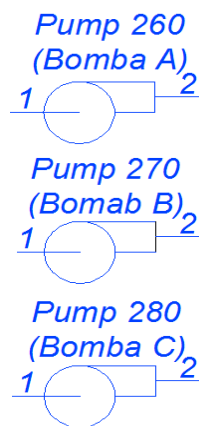


Figura 3.2.3.5.1 - Nodalización de Bombas del PRI

3.2.3.6 Nodalización de Intercambiadores de Calor del PRI

La nodalización de cada intercambiador de calor del PRI se realizó con:

- 2 componentes **PIPE**
- Una estructura de calor
- Un componente **TmdpJun**
- 2 componentes **TmdpVol**

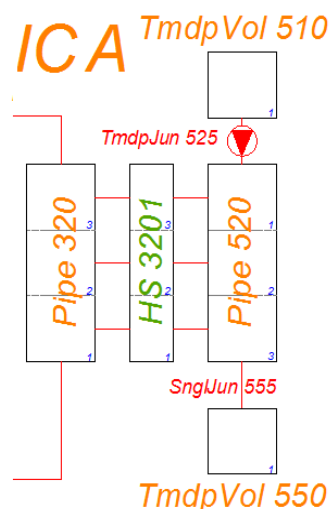


Figura 3.2.3.6.1 - Nodalización de Intercambiadores de Calor del PRI

Se modeló como intercambiador de calor en contracorriente, considerando como condición de borde del lado secundario:

- $P = 250 \text{ KPa}$
- $T = 31 \text{ }^\circ\text{C}$
- $Q = 1775 \text{ m}^3/\text{h}$

3.2.3.7 Nodalización de Rama de Retorno al Núcleo

Cada rama de retorno de nodalizó con:

- Un componente **PIPE**
- Un componente **BRANCH**
- Un componente **SnglVol**
- 2 componentes **SnglJun**
- 2 componentes **Valve** para modelar las clapetas/rompesifones

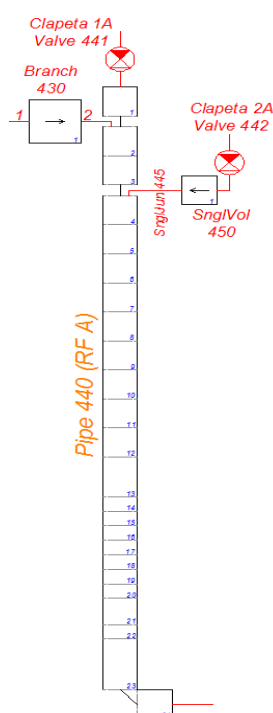


Figura 3.2.3.7.1 - Nodalización de Rama de Retorno al Núcleo

La discretización en el PIPE de retorno coincide con el de la chimenea, grilla y núcleo. Las válvulas se conectan directamente de la piletta de acuerdo a lo siguiente:

- Se utiliza un componente **CHKVLV**
- La presión de apertura se fijó en 600 Pa

3.3 Hipótesis Generales

Para la utilización del Código, se realizaron las siguientes hipótesis:

- La potencia generada por el núcleo se transfiere íntegramente al refrigerante primario. Esta hipótesis es fuertemente conservativa en el cálculo térmico, un 5% de la potencia generada en el núcleo calienta el fluido y las estructuras ubicadas en el tanque del reflector, no obstante a ello se supone que todo el calor generado calienta sólo al fluido y al combustible.

- Se asume que previo al comienzo del Evento Iniciante el reactor opera a plena potencia (30 MW), siendo la temperatura de entrada al núcleo de 38°C.
- Se considera que la PSE está incomunicada con la PRE. El volumen de refrigerante en la PSE no forma parte del inventario total de refrigerante considerado.
- Se considera que la PRE y el circuito del PRI no intercambian calor con el medio. El PRI sólo puede evacuar la potencia generada por el núcleo a través de sus intercambiadores de calor.
- Se adopta en las simulaciones el criterio de falla simple para el sistema de protección del reactor. Significa que la barra más pesada falla en caer cuando se produce la actuación del sistema de extinción.
- La potencia de decaimiento se calcula según **[ANS – 79] (la misma representa la suma entre las fisiones producidas por los neutrones retardados y el decaimiento radiactivo tanto de los productos de fisión como así también el de los actínidos)** suponiendo una potencia histórica de 30 MW durante tiempo infinito de operación.
- No se modela la actuación manual del PSP ni el SSP.
- No se considera ningún tipo de acciones humanas.

3.4 Evento Iniciante Postulado (EIP)

El EIP que se analiza corresponde a la familia de un **LOCA**. El mismo lleva a una reducción del nivel de agua de la pileta del reactor. Con la actuación de las válvulas clapeta-rompesifón se detiene la pérdida de caudal, manteniéndose el nivel constante y reduciendo drásticamente la remoción de calor. Este tipo de evento tiene la potencialidad de producir un daño por fusión de las placas combustibles del núcleo, con liberación de material radiactivo. De acuerdo a la ubicación adonde se produzca la rotura se pueden presentar diferentes escenarios:

- **Rotura a la entrada de la bomba:** debido al ingreso de aire por la rotura, es de esperar que la bomba se detenga por vibraciones, produciendo el vaciado de la pileta sólo por gravedad hasta que actúen las válvulas clapeta-rompesifón.
- **Rotura a la salida de la bomba:** en este caso se mantiene accionada la bomba lo que contribuye al vaciado de la pileta por succión, a mayor velocidad que en el caso anterior, hasta que actúen las válvulas clapeta-rompesifón.

3.5 Hipótesis Particulares

Se realiza un análisis de un EIP correspondiente a la familia de un LOCA, para dos casos concretos, correspondiendo cada uno a roturas de 200mm y 450mm. Considerando las hipótesis particulares mencionadas a continuación:

- La rotura empieza a tiempo $t=200$ s, se produce antes del ingreso a la bomba (como se visualiza en la figura) y se alcanza el área total en 1 s
- Se postula que la parada de bombas del PRI se demanda por detección de bajo nivel de refrigerante en la PRE (**segundo parámetro**). Siendo de esta manera más conservativo puesto que de hacerlo por detección de Δp en las bombas (**primer parámetro**), la actuación sería más rápida
- La parada de las bombas se produce cuando el nivel de pileta disminuye 1 m
- Las bombas del circuito secundario continúan encendidas durante todo el transitorio
- La pérdida de refrigerante se interrumpe por acción de una de las clapetas superiores, y el Rompesifón en la rama de succión del PRI. Se considera el **under-shuting** para el nivel final de refrigerante.

- Como criterio de éxito del sistema de clapetas se postula la apertura de una de las clapetas superiores (rompesifones) y una de las inferiores, asumiendo la falla de las otras 2 clapetas
- Se postula que la potencia permanece constante hasta la actuación del PSP
- Tiempo de simulación 2000 s

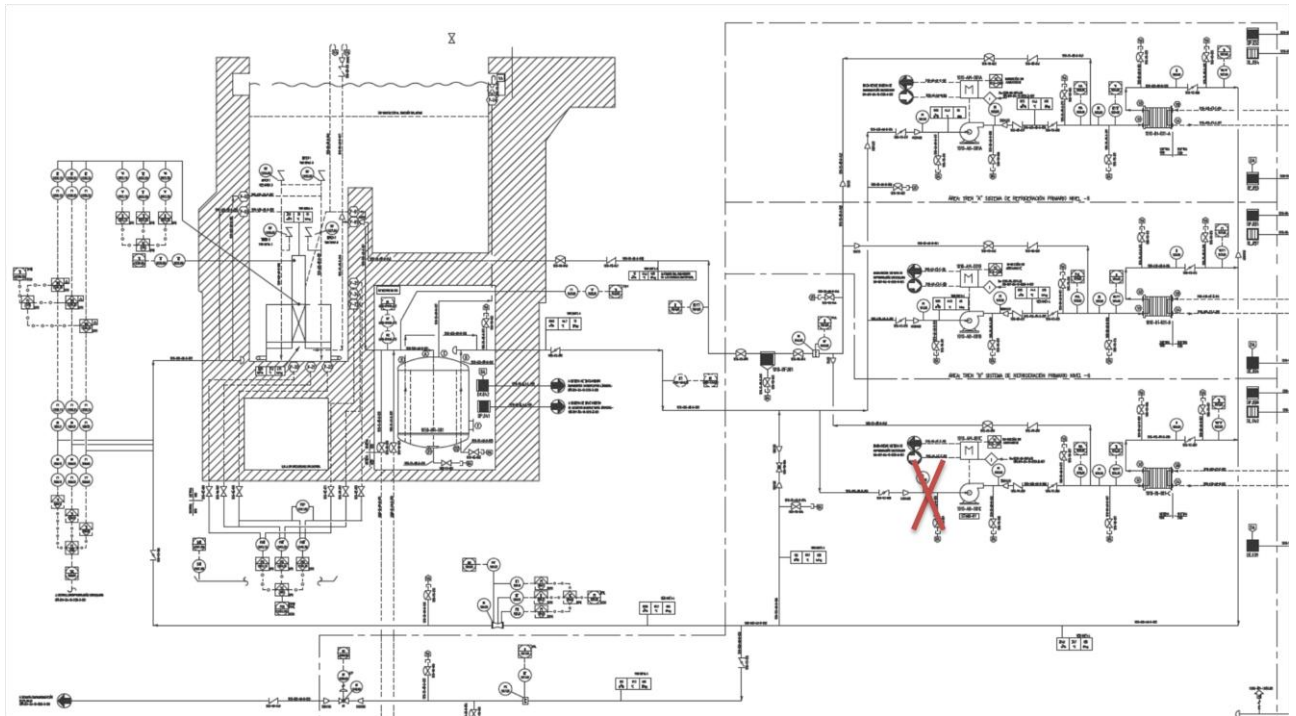


Figura 3.5.1 – Referencia del Lugar de Rotura a Analizar

3.6 Datos Generales

Se incluyen los datos que han sido relevantes desde el diseño termohidráulico del núcleo:

- Potencia del reactor: 30MW
- Altura desde el borde superior del núcleo al pelo de agua: 10 m
- Refrigerante: Agua liviana en convección forzada ascendente
- Caudal nominal de refrigeración: 3200 m³/h

3.6.1 Núcleo de Referencia

Los cálculos se realizaron considerando un núcleo de referencia constituido por 25 posiciones en arreglo 5x5.

- Número de elementos combustibles normales: 19.
- Número de barras de control: 6
- Número de posiciones de irradiación: 4 en las esquinas y 2 centrales
- Número de placas planas por elemento combustible: 21
- Longitud activa por elemento combustible: 61,5 cm
- Longitud total por elemento combustible: 104,5 cm
- Espesor del canal refrigerante: 2.35 mm

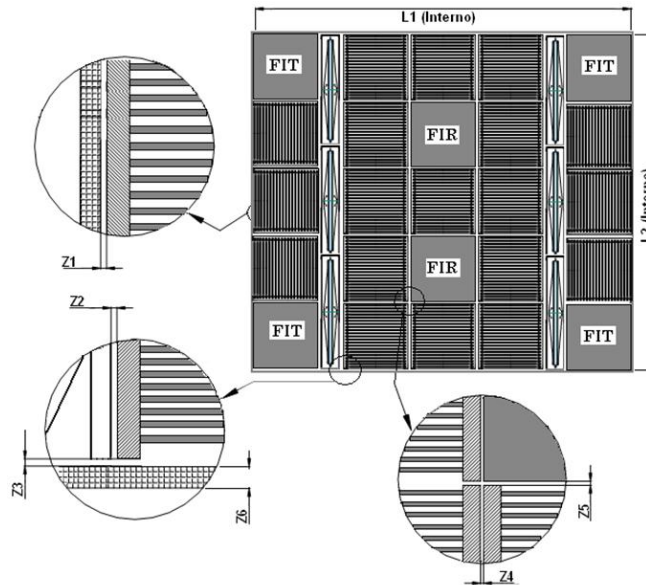


Gráfico 3.6.1.1 – Vista Superior del Núcleo de Referencia

L1 = 46,3 cm
L2 = 40,9 cm
Z1 = Z2 = Z3 = 1,5 mm
Z4 = Z5 = 1 mm
Z6 = 30 mm

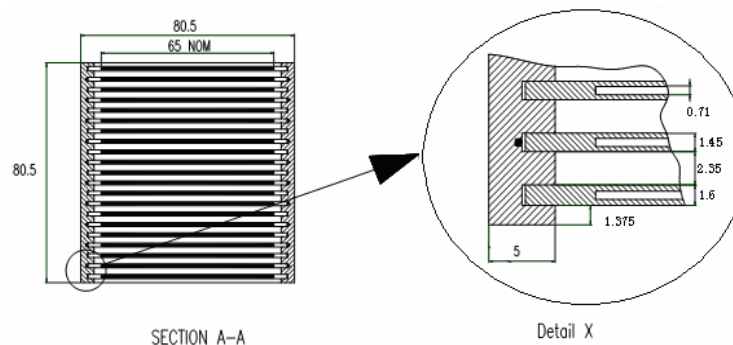


Gráfico 3.6.1.2 – Vista Superior de un Elemento Combustible

3.6.2 Circuito Primario

Los componentes y equipos del Primario dentro de la pileta del reactor son:

- Plenum inferior para ingreso del refrigerante primario
- Chimenea del Primario
- Válvulas Clapeta-Rompesifón
- Válvulas Clapeta de convección natural
- Cañería interior de la Pileta Reactor

Los componentes y equipos del Primario fuera de la pileta del reactor son:

- Tanque de decaimiento
- Bombas con Volante de Inercia
- Intercambiadores de Calor
- Válvulas de aislamiento
- Cañería primario, válvulas y componentes asociados.

A continuación se representa el circuito del sistema primario:

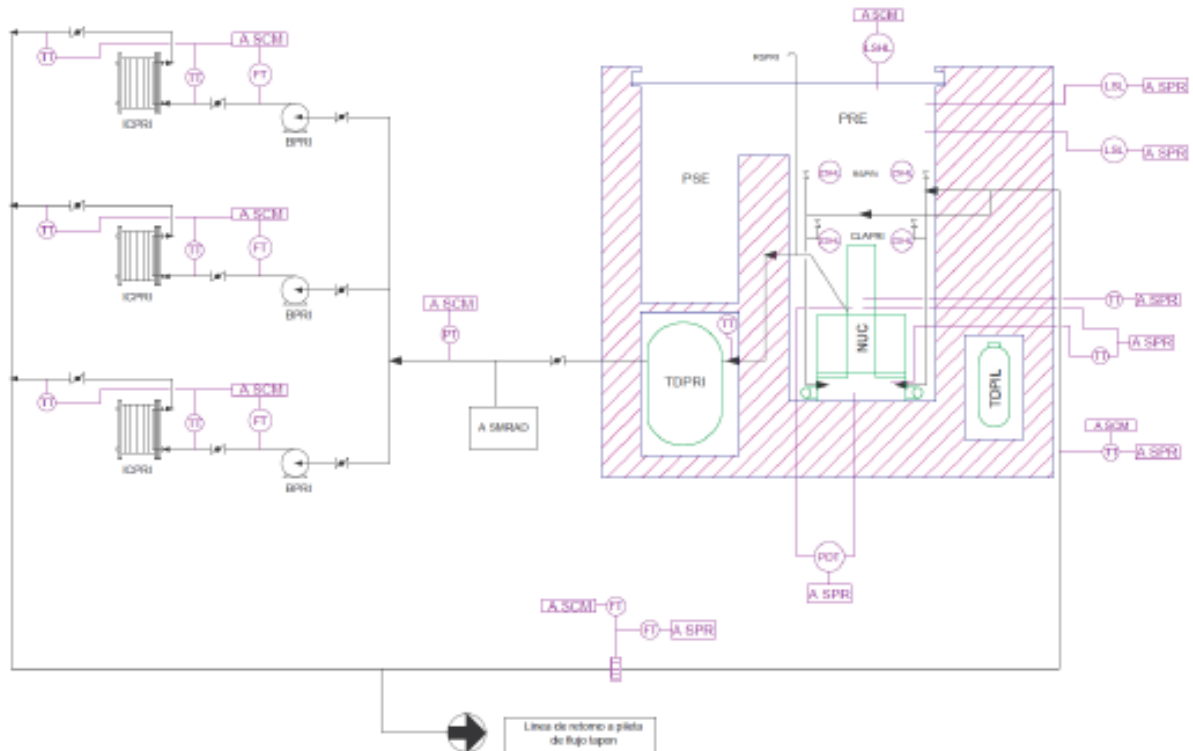


Gráfico 3.6.2.1 – Representación del Circuito del Sistema Primario

3.6.2.1 Descripción del Circuito

El refrigerante se colecta en la chimenea y sumado al caudal de taponamiento, egresa de la Pileta del Reactor. Este caudal se envía al Tanque de Decaimiento del Sistema Primario, con un tiempo de residencia de 120 segundos, que asegura el decaimiento del Nitrógeno-16 antes de abandonar el Bloque del Reactor.

La línea principal de refrigerante que egresa del Tanque de decaimiento del Sistema Primario se envía hacia las bombas del Primario. Las mismas son del tipo centrifugas (3x50%, dos operativas, una stand-by) y cuentan con volantes de inercia, que proveen una adecuada refrigeración durante la transición de refrigeración forzada a natural.

Las líneas de descarga de cada bomba, conducen el refrigerante a su respectivo intercambiador de calor tipo placa (3x50%, dos operativos, uno stand-by) donde el calor removido en Pileta de Reactor es transferido al sistema Secundario.

La línea principal de descarga a la Pileta de Reactor entra en el Bloque de Reactor y se divide en dos líneas. Ambas líneas de entrada a la Pileta de Reactor están conectadas al Plenum. Dentro del Plenum hay un difusor que permite distribuir el flujo hacia el núcleo de manera homogénea.

Cada una de las dos líneas de ingreso a la Pileta de Reactor cuenta con dos Clapetas, una superior que funciona como Rompesifón y otra inferior que opera como Clapeta.

CAPITULO IV – ESTADO ESTACIONARIO

4.1 Perfil de Temperatura en el Núcleo

En el análisis de temperatura en el núcleo se consideraron datos obtenidos del canal caliente CC, de acuerdo a la nodalización del modelo.

En el Gráfico 4.1.1 se detallan los perfiles de temperatura para el refrigerante en los 5 volúmenes representativos (nodos) del CC.

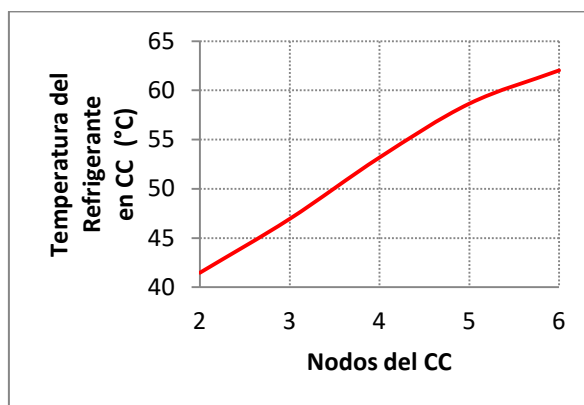


Gráfico 4.1.1 – Perfil de temperatura en CC

4.2 Flujo Másico

A continuación se detallan los flujos correspondientes a cada canal representativo del Núcleo uno:

Flujo másico Total (m ³ /h)	Flujo másico CC (m ³ /h)	Flujo másico CP (m ³ /h)	Flujo másico BP (m ³ /h)
3224,4	6,45	2863,31	351,46
100%	0,2%	88,8%	10,9%

Se observa en la tabla anterior, que el flujo másico en el CC tan sólo representa el 0,2 % del total, mientras que en el CP es un 88,8%. Sin embargo es el canal más comprometido termohidráulicamente y es el que se considerará para los siguientes análisis.

4.3 Análisis de Temperatura en CC (Temperatura de Pared)

Mediante la utilización de tablas para el agua saturada, a una temperatura promedio de 50°C, y considerando las dimensiones del CC, se realizaron los siguientes cálculos:

Dimensiones Canal Caliente			
		Datos	Unidad
área de paso en un canal caliente	Ap	1,66E-04	m ²
perímetro mojado en un canal caliente	Pm	1,46E-01	m
perímetro calefaccionado en un canal caliente	Pc	1,30E-01	m

Propiedades del refrigerante - extraído de Tablas									
Estacionario									
	Tin (°C)	Tout (°C)	Tprom (°C)	P (Pa)	ρ (Kg/m ³)	Cp (J/Kg °C)	μ (N s/m ²)	K (W/m °C)	m (Kg/s)
Núcleo	38	62	50	12344	986	4181	6,60E-04	6,44E-01	1,9

Diámetro hidráulico: $Dh = 4 \frac{Ap}{Pm} = 5 \text{ mm}$

Diámetro calefactor: $Dc = 4 \frac{Ap}{Pc} = 5 \text{ mm}$

Velocidad refrigerante: $v = \frac{m}{Ap \times \rho} = 11,63 \frac{m}{s}$

Nº de Reynolds:

$$Re = \frac{\rho \times v \times Dh}{\mu} = 79033 > 10000 \rightarrow \text{Convección Régimen Turbulento}$$

Nº de Prandt: $Pr = \frac{cp \times \mu}{K} = 4,29$

Ecuación de Colburn $\rightarrow Nu = 0,023 \times Re^{0,8} \times Pr^{0,4} = 341,1$

$$Nu = \frac{h \times Dc}{K} \rightarrow h = \frac{Nu \times K}{Dc} = 4,31 \times 10^4$$

Flujo calórico: $q'' = \frac{q}{Ap} = h(Tp - Tf) \rightarrow Tp = \frac{q''}{h} + Tf$

En la siguiente tabla, se encuentran expresados los resultados

Nodo	Tf prom (°C)	Q (m³/h)	ΔT (°C)	q''(W/cm²)	Tp (°C)
2	41,46	6,9	3	3,37E+01	49,28
3	46,93	6,9	5	5,44E+01	59,55
4	53,17	6,9	6	6,20E+01	67,57
5	58,64	6,9	5	5,44E+01	71,26
6	62,02	6,9	3	3,36E+01	69,82

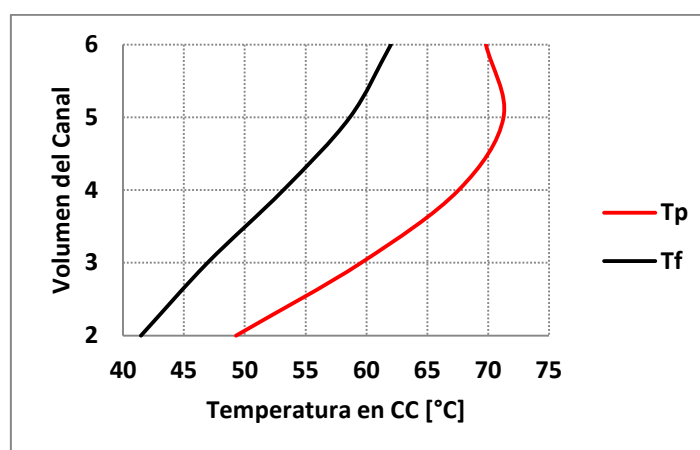


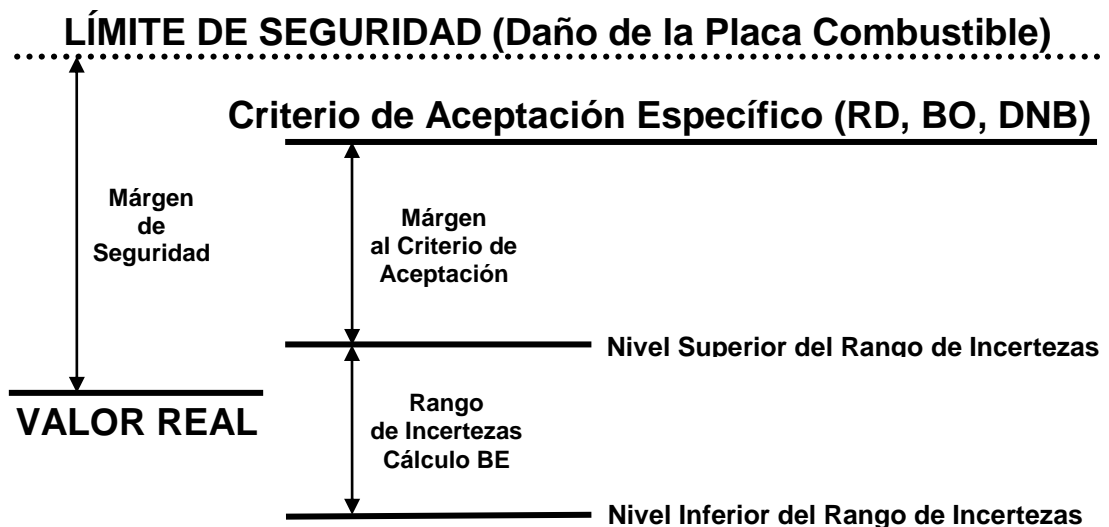
Gráfico 4.3.1 – Perfiles de Temperatura en CC

Se demuestra que la temperatura de pared en el canal caliente, en operación normal, alcanza un máximo que no supera los **72 °C**, siendo considerablemente inferior a la temperatura máxima de **150°C** documentado en el **IPS** para el **RA-10 (Cap 5 – Pág 301)**.

4.4 Márgenes de Seguridad

Los márgenes de seguridad se establecen a fin de:

- Evitar todo posible daño a las placas combustibles debido a inestabilidades termohidráulicas
- Poder absorber las incertezas de cálculo
- Poder absorber las incertezas en la medición de parámetros operacionales (mediciones de potencia, caudal o temperatura de entrada al núcleo), como también la tolerancia de fabricación de estructuras termohidráulicas importantes.



Un adecuado margen asegura no alcanzar los límites de seguridad.

4.4.1 Márgen al Burn-Out (BO)

El Burn-Out (BO), también denominado Flujo Crítico de Quemado, es un régimen de inestabilidad periódica que lleva al quemado de la placa, el mismo se da para potencias bajas ($\leq 1,5\text{MW}$) y velocidades de refrigerante también bajas ($< 0,5 \text{ m/s}$) o en **régimen de convección natural**.

En esta condición, la temperatura de pared aumenta drásticamente y de manera permanente debido a la película de vapor sobre la superficie, lo que conduce al daño de la placa combustible.

Como las condiciones de análisis no están dentro del rango para el Burn-Out, no fue necesario considerar este margen.

4.4.2 Márgen a la Redistribución de Caudal (RD)

En general para reactores con potencia de 1 a 50 MW, refrigerados y moderados con agua a baja presión y canales paralelos, predomina el fenómeno denominado Redistribución de Caudal (RD). El mismo tiene la particularidad de comenzar a producir vapor en el canal caliente, presentado de esta manera un escurrimiento en doble fase,

caracterizado por el aumento de la pérdida de presión y disminución continua de caudal refrigerante, que lleva a la fusión de la placa combustible.

En este fenómeno se producen flujos críticos, debido a las inestabilidades de caudal del tipo de redistribución, también denominadas estabilidades de Ledinegg. Estos flujos, normalmente, están siempre por debajo de los flujos de quemado que se producen en condiciones estables del refrigerante como los de BO o DNB.

Resulta necesario entonces, establecer un margen a la redistribución de caudal, con el fin de asegurar una adecuada refrigeración a potencia y velocidad del refrigerante nominal:

$$MRD = \frac{PRD}{P_{m\acute{a}x}}$$

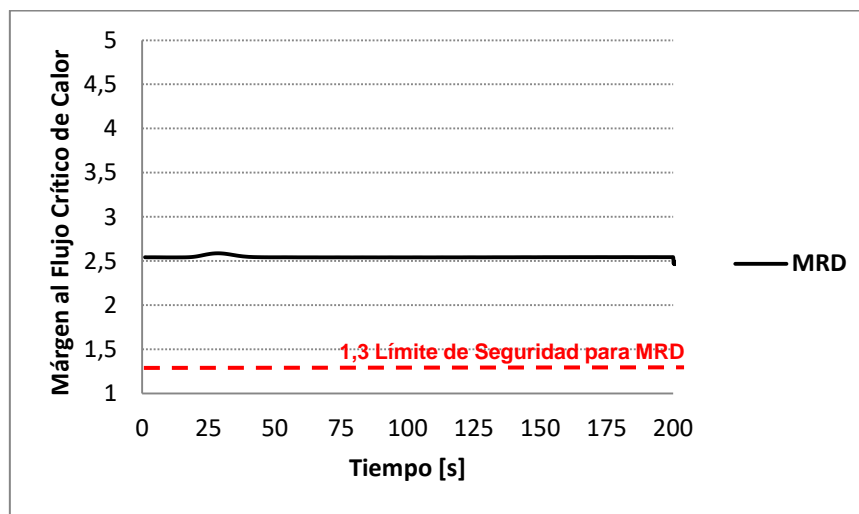


Gráfico 4.4.2.1 – Margen a la RD

4.4.3 Margen al Apartamiento de la Ebullición Nucleada (DNB)

En el rango de caudales de refrigeración altos, el daño en la pared del combustible ocurre debido a la formación de una capa de vapor sobre la superficie calefactora.

La aparición del flujo crítico depende de las condiciones locales y presenta una fenomenología tal que el efecto del sentido de circulación del refrigerante no es relevante. En estas condiciones, la transferencia de calor se degrada y la temperatura superficial de la placa combustible puede alcanzar valores de temperatura de fusión.

Se define entonces, un margen asociado a evitar la ocurrencia del apartamiento a la ebullición nucleada:

$$MDNB = \frac{q''_{DNB}}{q''_{m\acute{a}x}}$$

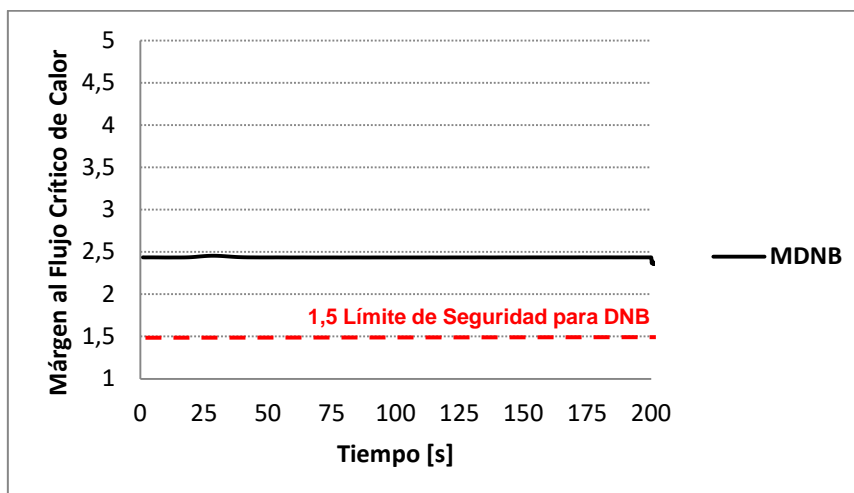


Gráfico 4.4.3.1 – Margen al DNB

4.4.4 Consideraciones de Incertezas y Resultados Obtenidos

Las incertezas del modelo se incluyen de manera conservadora, de tal modo que, los cálculos realizados consideran incertezas en las tolerancias de fabricación, en las correlaciones adoptadas y en las condiciones operativas del reactor. Los valores se visualizan en la siguiente tabla.

Parámetro	Tratamiento	Incerteza Valor absoluto
Medición de la temperatura de entrada al núcleo	Estadístico	0,5 °C
Velocidad del refrigerante en el canal	Estadístico	10%
Control de potencia del reactor	Estadístico	2%
Cantidad de U235 por placa combustible	Estadístico	5%
Cambios en el huelgo del canal refrigerante	Estadístico	10%
Homogeneidad de Uranio en la placa	Estadístico	10%
Espesor del Meat de Uranio	Estadístico	10%
Correlaciones de caída de presión	Estadístico	5%
Cambios en la presión atmosférica	Estadístico	4%
Cambio en el nivel de agua	Estadístico	1%
Márgenes adicionales		
Correlación de PRD	Sistemático	6%
Correlación para el coeficiente de transferencia de calor	Sistemático	10%
Calibración de la potencia del núcleo	Sistemático	5%
Control de temperatura de entrada al núcleo	Sistemático	1%

CAPITULO V – ESTADO TRANSITORIO

5.1 Resultados

Haciendo el análisis del EIP, se puede dividir el fenómeno en las siguientes fases:

- **Fase 1:** Disminución del nivel de refrigerante en la PRE con las bombas del PRI en funcionamiento, comprende el intervalo desde el inicio de la rotura (200s) hasta que el nivel en la PRE alcanza el valor de “Demanda de Parada de Bombas del PRI por Bajo Nivel”. Se caracteriza por un descenso de nivel en PRE y una disminución de caudal por el núcleo, con bombas del PRI en funcionamiento.
 - **Rotura 200mm: [200-424s]**
 - **Rotura 450mm: [200-309s]**

- **Fase 2:** Extinción del reactor con las bombas del PRI apagadas, comprende el intervalo desde la detención de las bombas del PRI por señal de “Demanda de Parada de Bombas del PRI por Bajo Nivel” hasta que el nivel alcanza el valor de “Acometida a la PRE”. Se caracteriza por un descenso del nivel de refrigerante a un ritmo más rápido que en la Fase 1, debido a que la detención de las bombas del PRI produce un aumento del caudal de pérdida por la rotura.
 - **Rotura 200mm: [424-1040s]**
 - **Rotura 450mm: [309-500s]**

- **Fase 3:** Refrigeración por Convección Natural, comprende el intervalo desde que el nivel en PRE alcanza el valor de “Acometida a la PRE” hasta que se produce el establecimiento de la Convección Natural que continúa hasta el final del transitorio. Se caracteriza por una disminución de las temperaturas del combustible y un aumento de caudal por el núcleo provocado por aumento de la fuerza boyante y establecimiento de la Convección Natural.
 - **Rotura 200mm: [1040-2000s]**
 - **Rotura 450mm: [500-2000s]**

5.2 Nivel de refrigerante

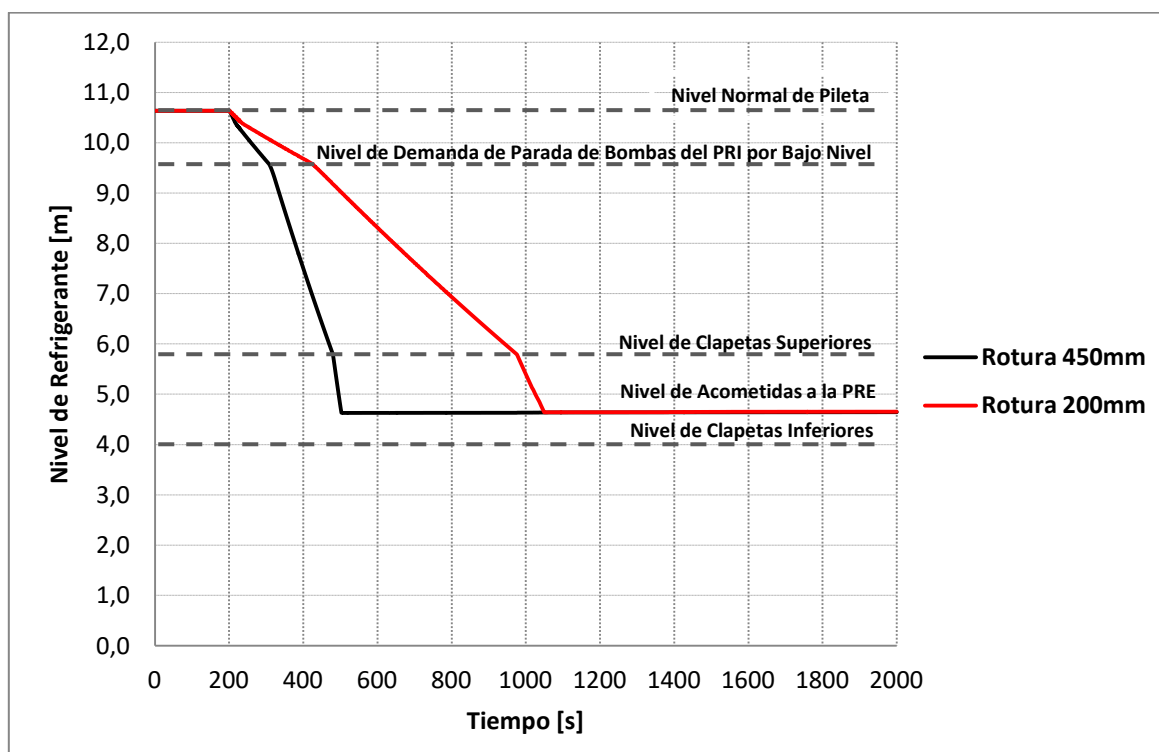


Gráfico 5.1.1 - Nivel de refrigerante

Se observa como desciende el nivel en PRE debido a la pérdida de refrigerante. Cuando el nivel desciende a 1m por debajo del nivel nominal se demanda la señal de **bajo nivel de refrigerante** en la PRE. Por hipótesis de modelado a esta señal no se le da crédito para la demanda del PSP, pero si para el apagado de las bombas del PRI por el Sistema de Control y Monitoreo del Reactor. Siendo esta hipótesis conservativa ya que detener las bombas aumenta el caudal por la rotura.

Una vez detenidas las bombas, se produce un aumento de presión en el lugar de la rotura (aumenta el caudal de pérdida), observándose un cambio en la pendiente que se traduce en un aumento en la velocidad de descenso de nivel en la PRE.

Al alcanzar el nivel de Rompesifones (Clapetas Superiores), se observa nuevamente un cambio en la pendiente, que corresponde al cambio de propiedades vinculadas a los volúmenes de los nodos en el modelado de la siguiente manera:

$$\text{Caudal Másico} \left[\frac{Kg}{s} \right] = \delta \left[\frac{Kg}{m^3} \right] \times u \left[\frac{m}{s} \right] \times S [m^2] = Cte$$

Entonces si **S** disminuye para el volumen del modelo asociado a la región consecutiva al nivel de rompesifones, es correcto que se observe un aumento en **u** propia del modelo.

Al llegar el nivel de refrigerante al nivel de acometidas a la PRE se corta el caudal por la rotura y se establece la convección natural.

5.3 Caída de Presión en el núcleo

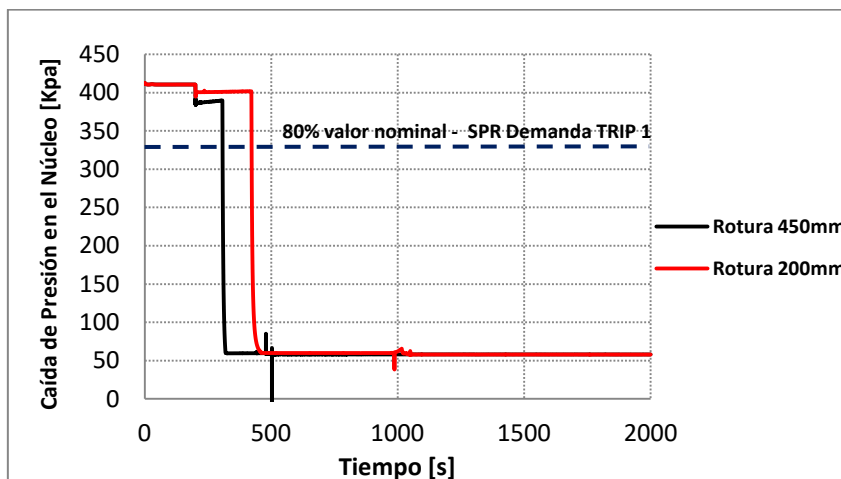
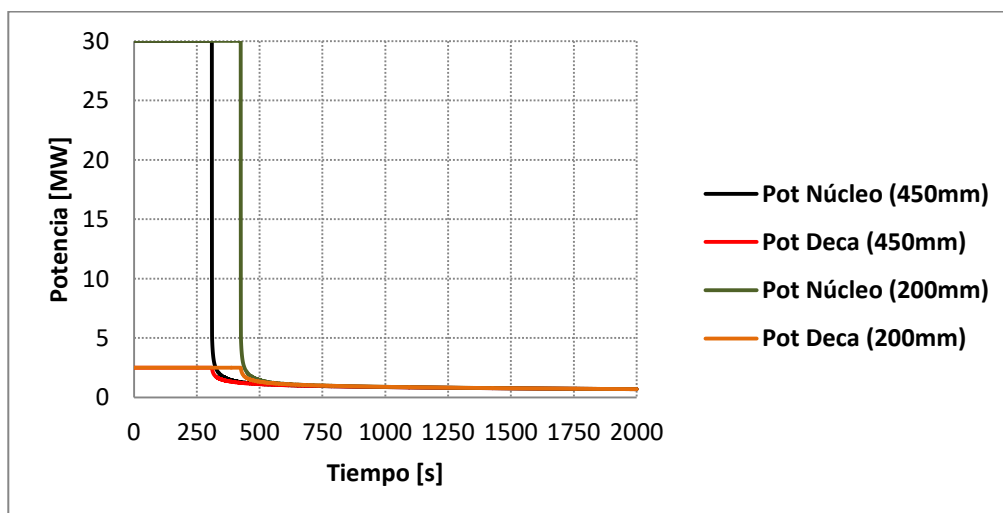


Gráfico 5.2.1 – Caída de Presión en el Núcleo

Se observa que inicialmente el D_p es el nominal, luego de producirse la rotura el D_p cambia súbitamente y se establece en un nuevo valor correspondiente al nuevo caudal por el núcleo, permaneciendo prácticamente constante durante toda la Fase 1. Durante la Fase 2 cuando el D_p alcanza un 80% del valor nominal se demanda el PSP y se hace efectiva la extinción del reactor.

Al detenerse las bombas, el D_p decrece en forma apreciable, siguiendo la curva de Coast-Down de las bombas del PRI, estableciéndose en un nuevo valor hasta la apertura de los rompesifones.

5.4 Potencias en el Núcleo y de Decaimiento



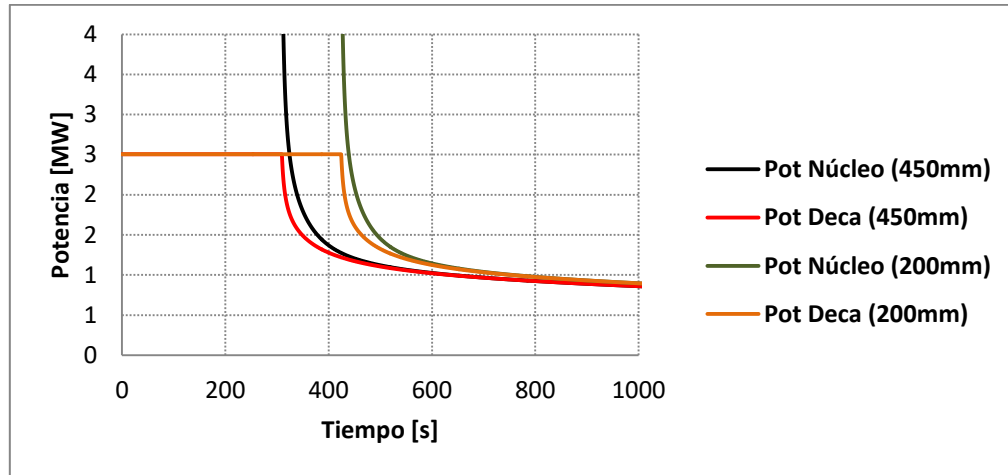


Gráfico 5.3.1 – Potencia en el Núcleo y de Decaimiento

Se observa que los sistemas de seguridad llevan el reactor a **SCRAM** aproximadamente a los 309 segundos para un LOCA de 450 mm, mientras que para un LOCA de 200 mm se daría recién a los 424 segundos. Segundos después luego de efectuada la extinción, se puede apreciar como la potencia del núcleo se corresponde con la potencia de decaimiento.

5.5 Caudales

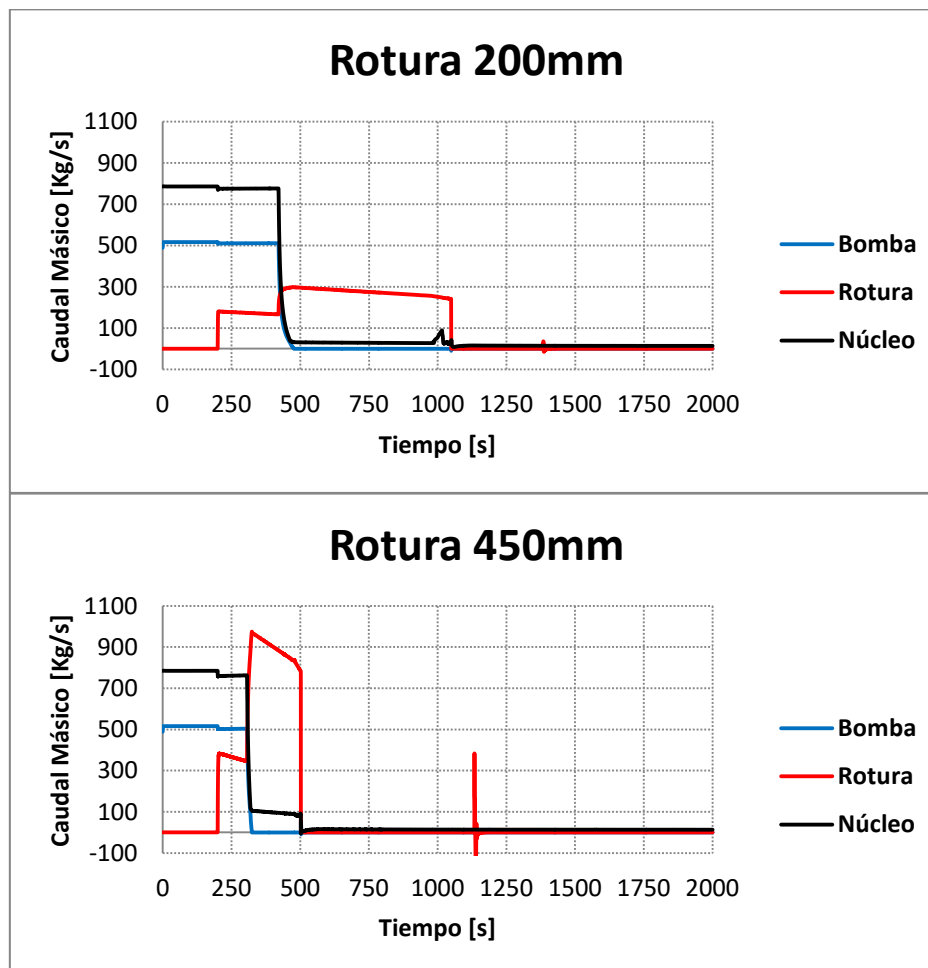


Gráfico 5.4.1 – Caudales (Bomba, Rotura y Núcleo)

Puede observarse que el caudal tanto por el núcleo, como por la bomba, es levemente inferior al valor nominal durante la Fase 1.
Al detenerse las bombas el caudal del núcleo disminuye.

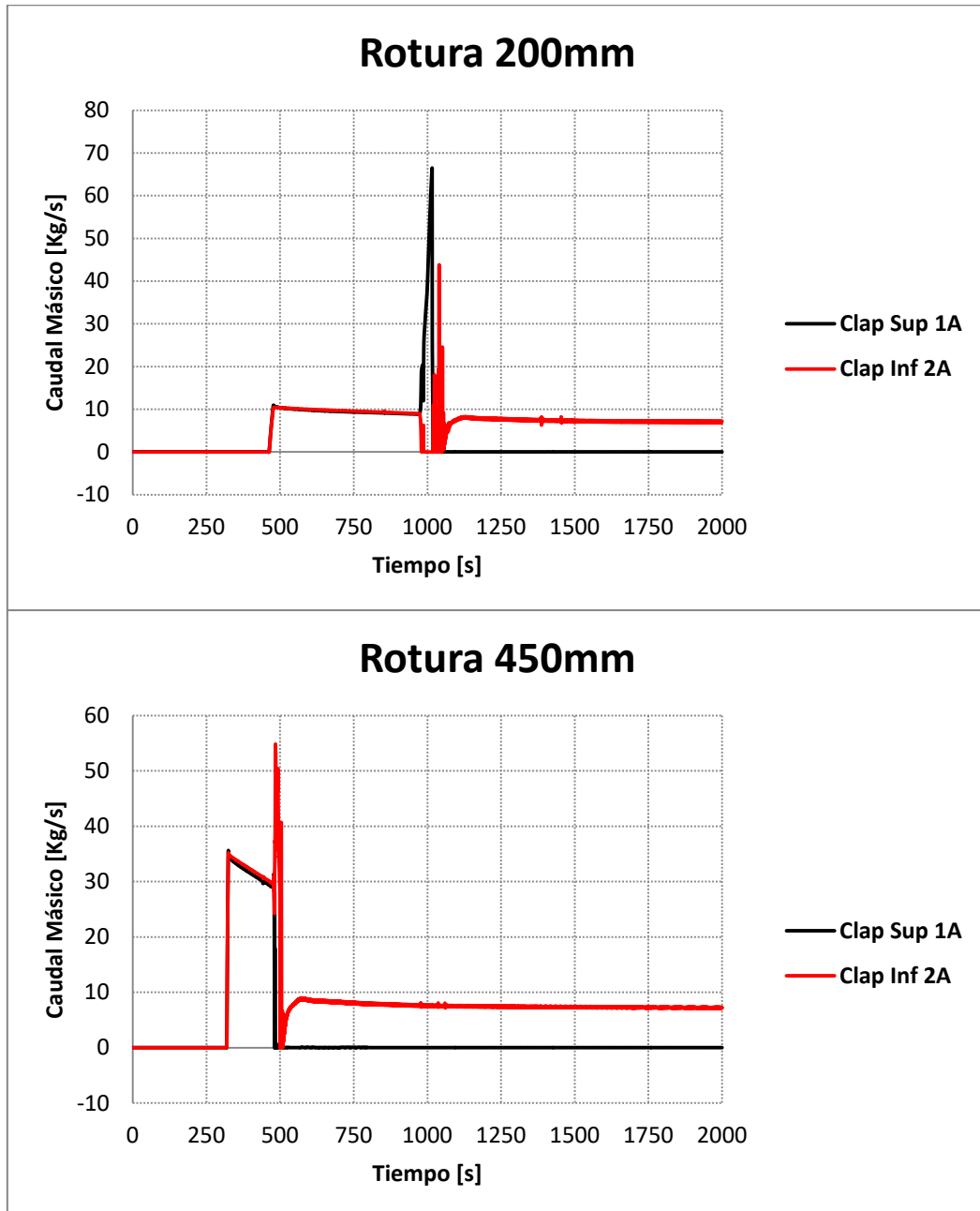


Gráfico 5.4.2 – Caudales (Clapetas)

5.6 Temperaturas

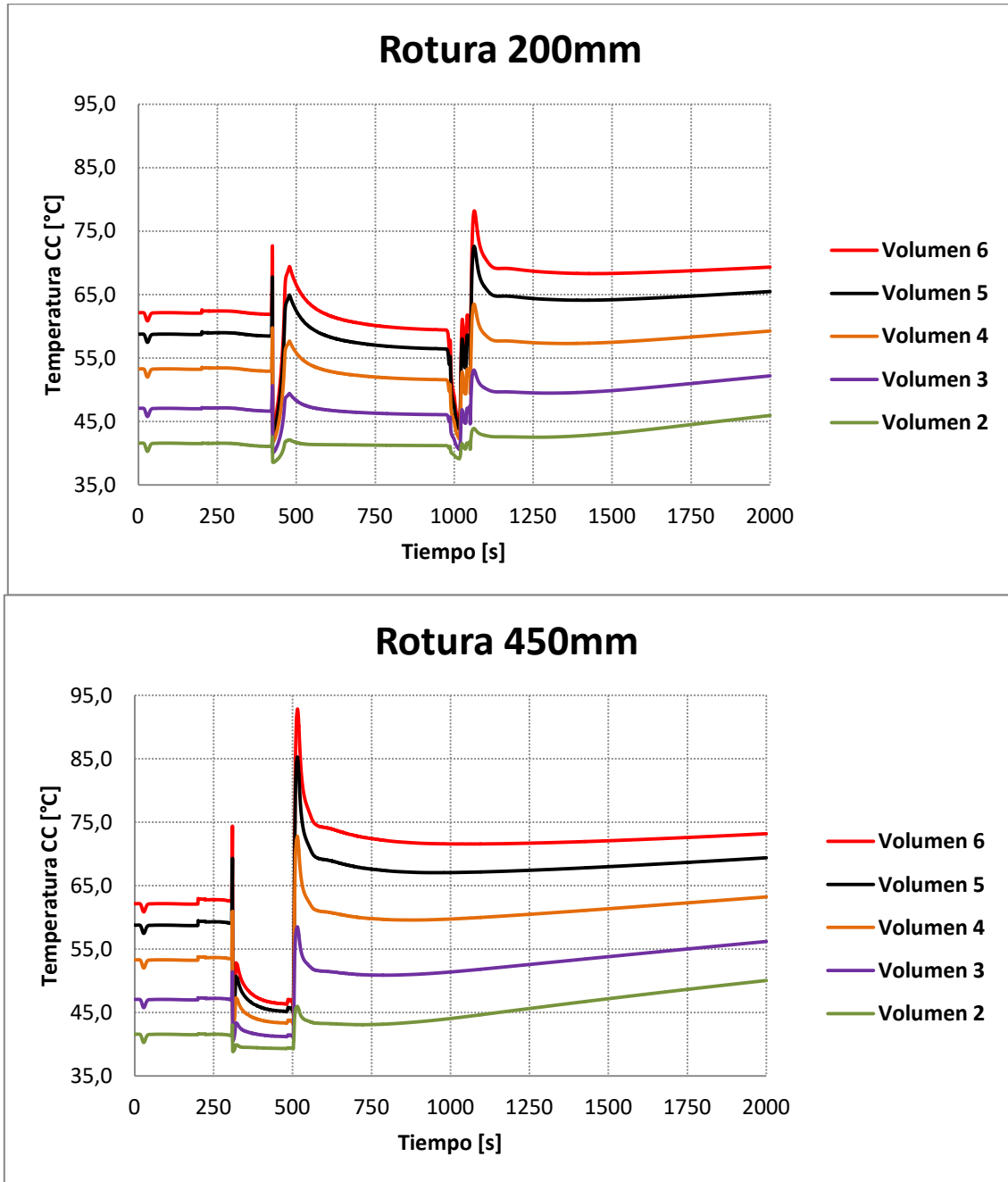


Gráfico 5.5.1 – Temperaturas en CC

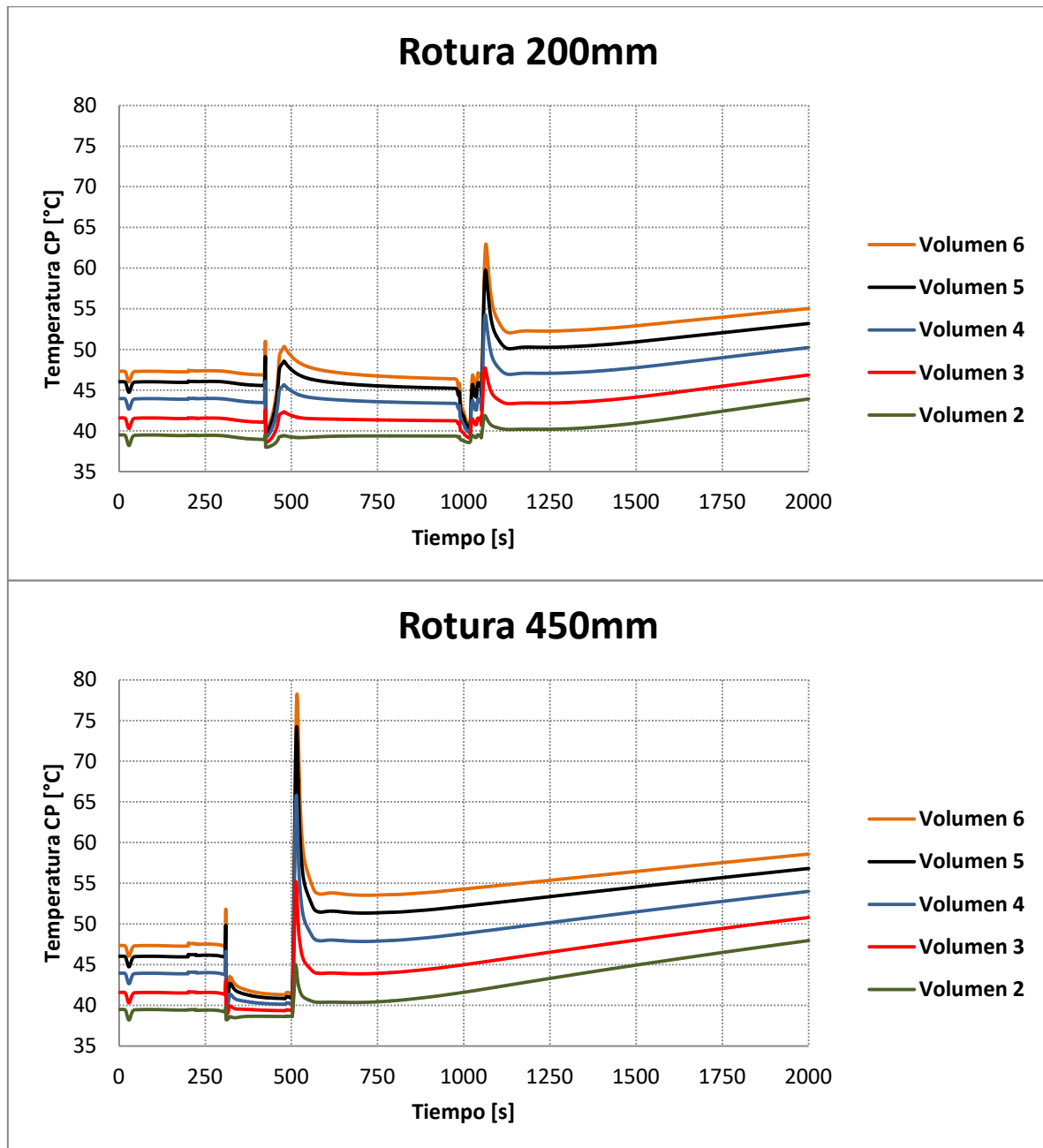


Gráfico 5.5.2 – Temperaturas en CP

Durante la Fase 1 se produce la detención de las bombas a potencia constante, por lo que se observa un primer pico de temperatura en los canales. Al llegar el nivel de refrigerante al nivel de acometidas a la PRE, inicio de la Fase 3, se detiene por un momento el caudal en el núcleo. De esta manera se produce un máximo relativo de temperatura, observándose un segundo pico.

5.7 Márgenes al Flujo Crítico de Calor

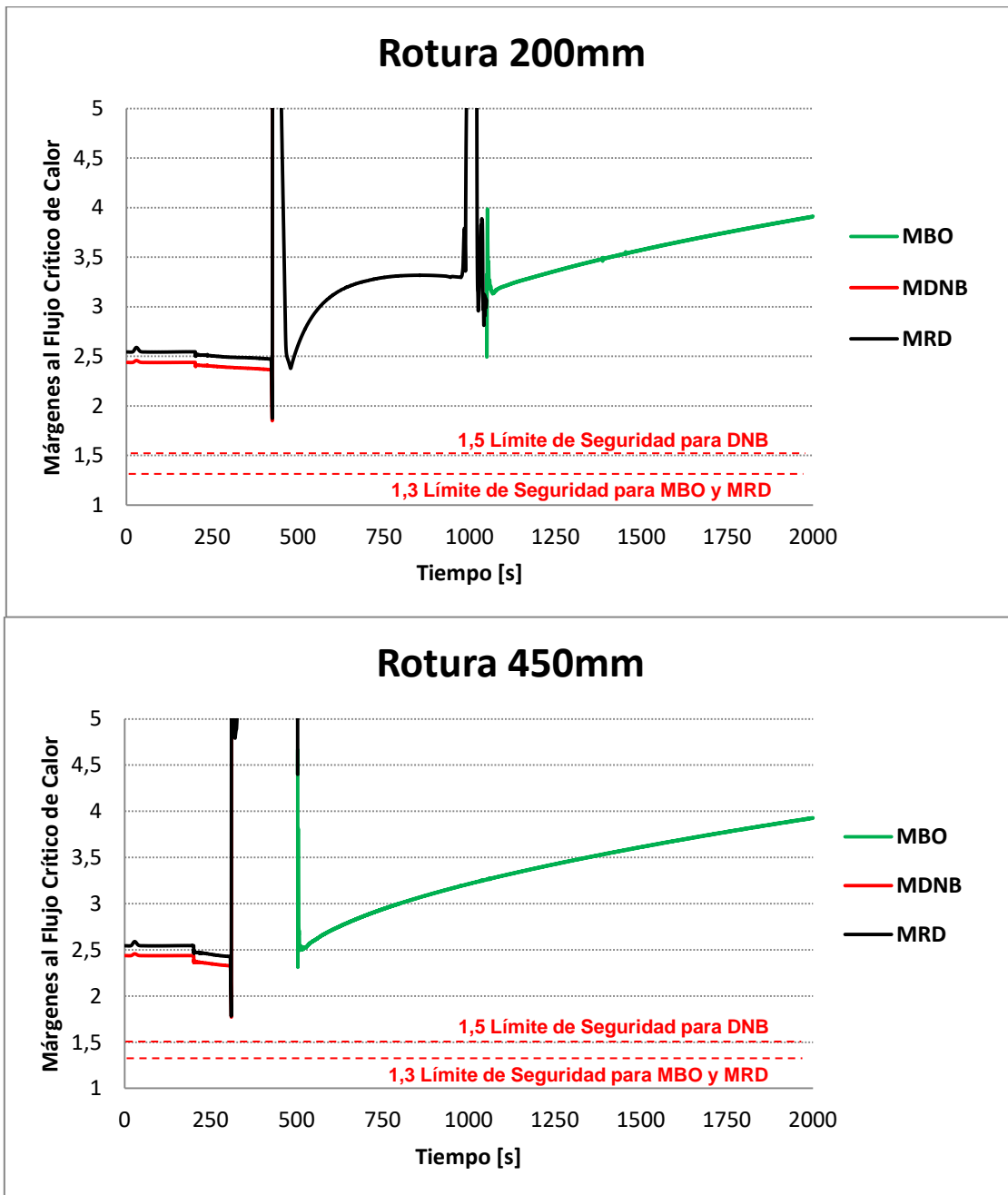


Gráfico 5.6.1 – Márgenes

CAPITULO VI – CONCLUSIONES

Frente a los Eventos Iniciantes Postulados (Pérdida de Inventario en el PRI por rotura a la entrada de la bomba), el Análisis Determinista de Seguridad sobre el comportamiento dinámico del Reactor ha demostrado la correcta respuesta termohidráulica del mismo. El Transitorio del análisis mencionado, se efectuó sobre los EECC más exigidos térmicamente (máxima potencia y mayor FPP). Estos EECC corresponden al Canal Caliente del modelo RELAP. Demostrando que al cumplirse los criterios en los mismos, se garantiza que también se cumplan para el resto de los EECC.

El análisis paramétrico, considerando dos áreas de roturas, demostró que la fenomenología del transitorio resultó ser la esperada. Cumpliendo para ambos casos los Criterios de Aceptación Específicos (ver **Tabla 6.1 Criterios de Aceptación**) y los tiempos de respuestas (ver **Tabla 6.2 Tiempos de Respuesta del Reactor**).

Parámetro	Límite	Estacionario	Transitorio (200mm)	Transitorio (450mm)
MBO	>1,3	-	2,5	2,3
MDNB	>1,5	2,4	1,8	1,7
MRD	>1,3	2,5	1,8	1,7
Temperatura máxima de PC	<150°C	72°C	-	-

Tabla 6.1 – Criterios de Aceptación

Rotura	Tiempo de Respuesta del SPR Ante el EIP [s]	Temperatura Máxima del Transitorio [s]
200mm	224	78
450mm	109	93

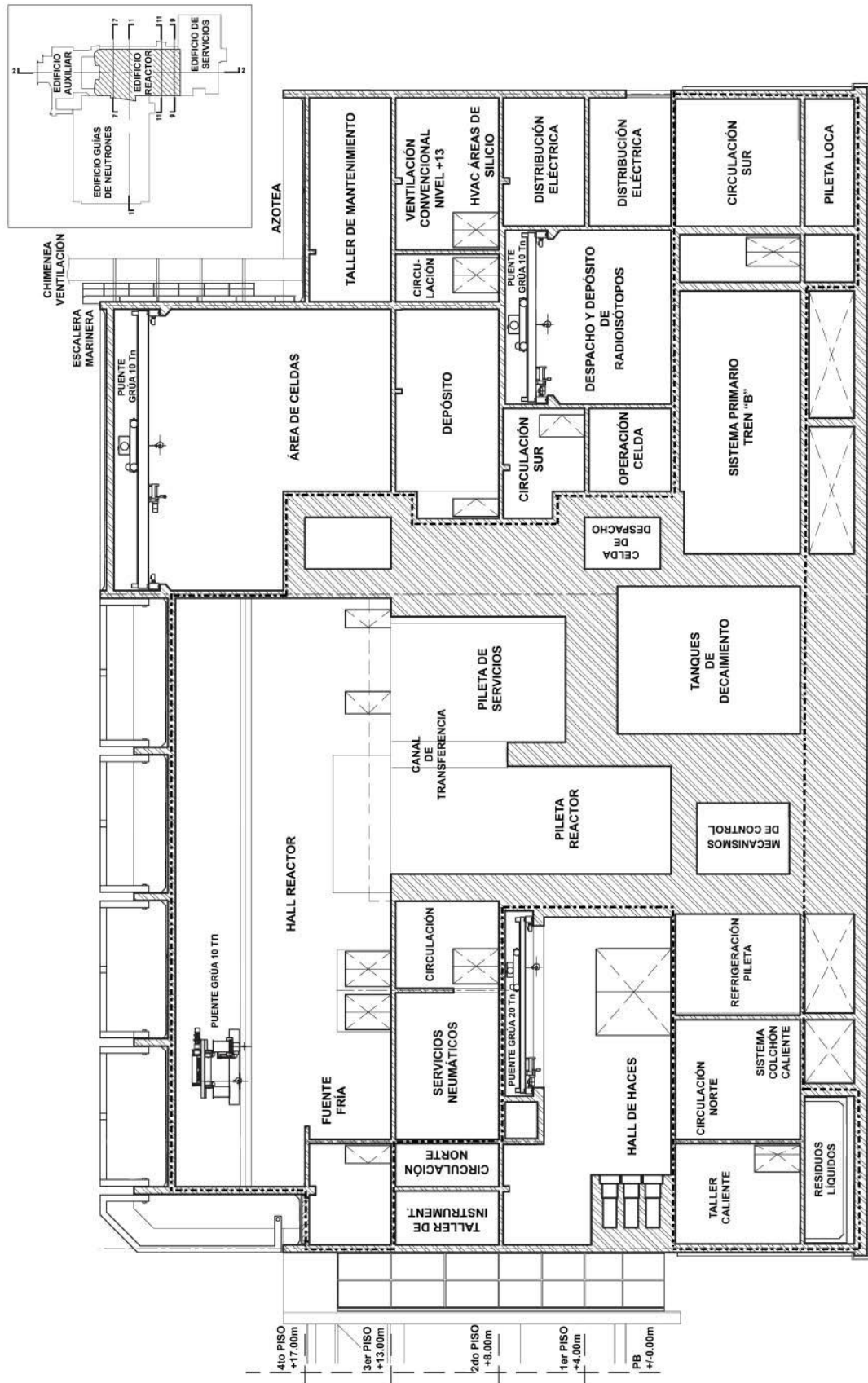
Tabla 6.2 – Tiempos de Respuesta del Reactor

La metodología utilizada es factible tanto como herramienta complementaria al APS, como así también para soporte en el Diseño y Licenciamiento del Reactor.

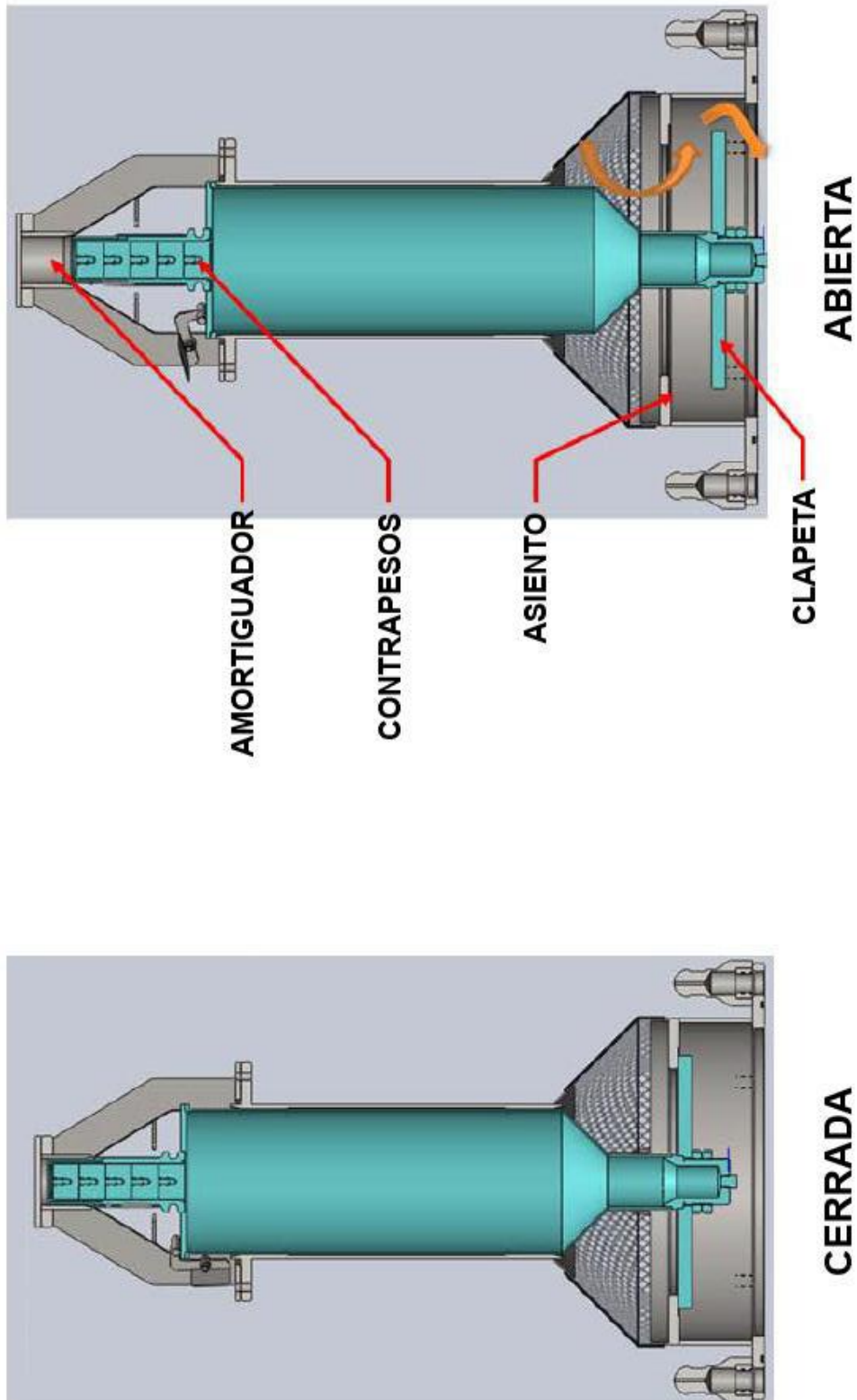
Logré familiarizarme con las Técnicas y Herramientas pertenecientes al Área Determinista, como así también la aplicación y uso de los conocimientos adquiridos a lo largo de la especialización.

CAPITULO VII – ANEXOS

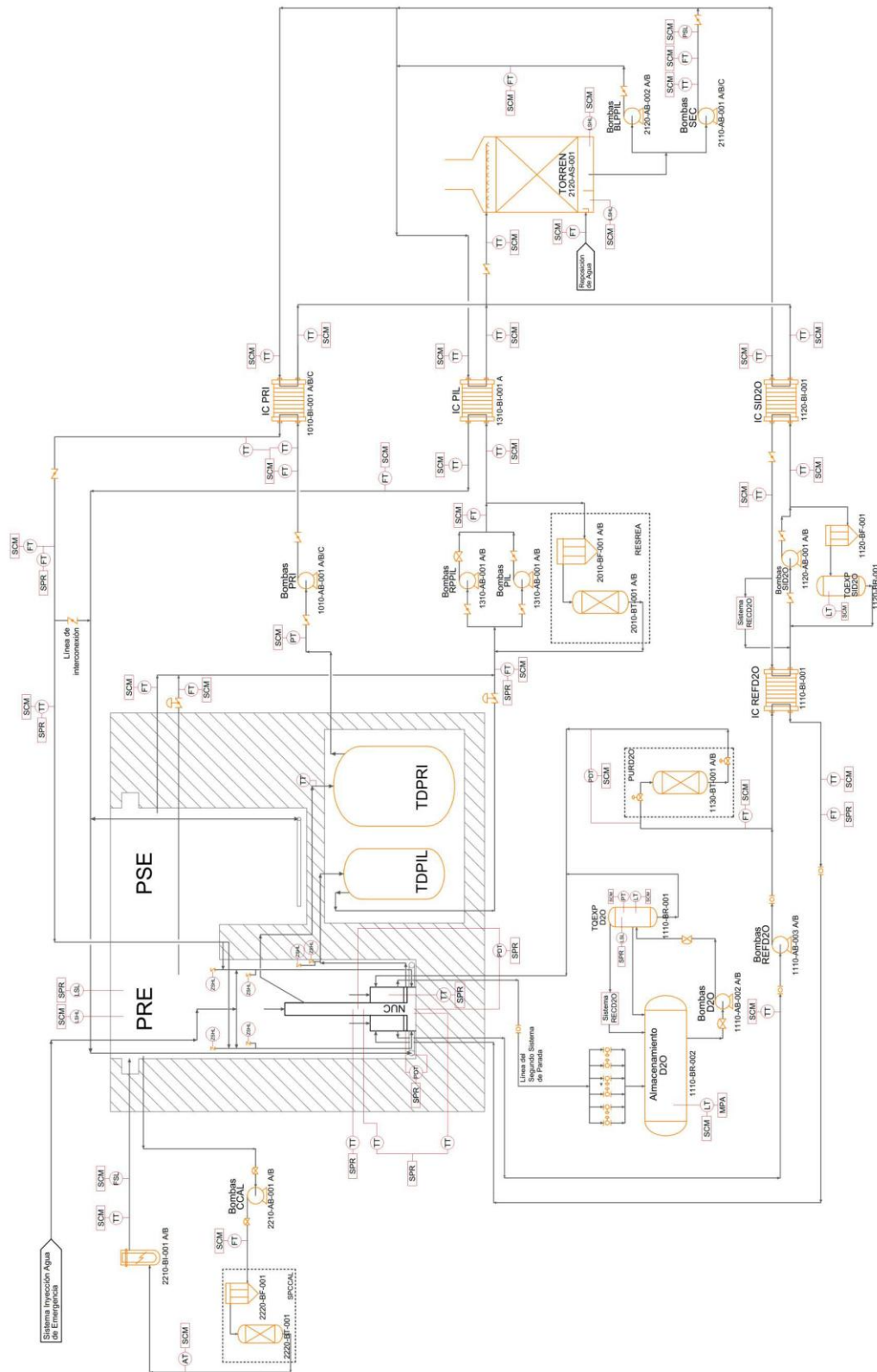
7.1 Corte del Edificio del Reactor



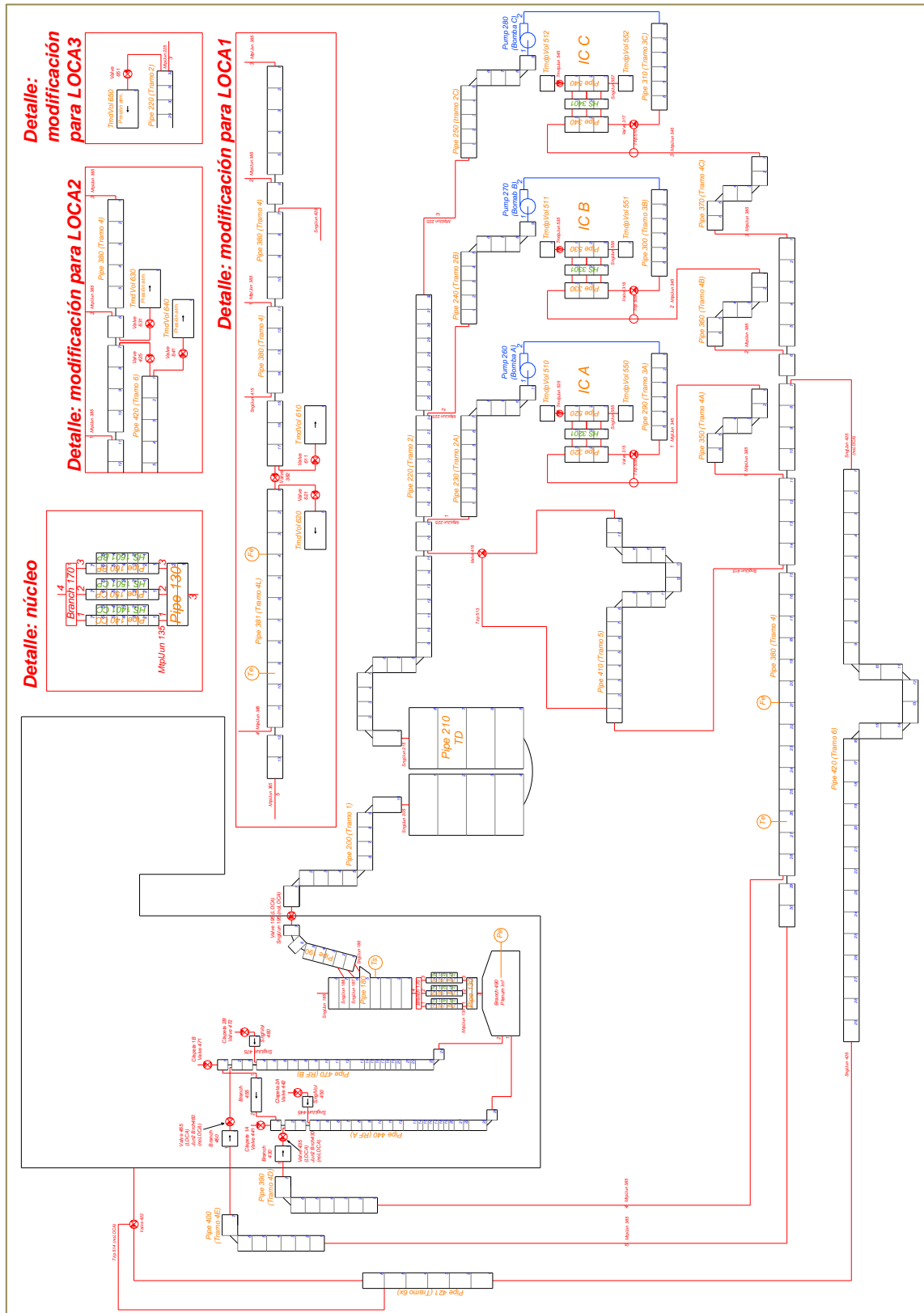
7.2 Válvula Clapeta (Rompesifón y Convección Natural)



7.3 Diagrama de Interconexión de los Sistemas de Refrigeración del Reactor



7.4 Nodalización General



REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- IT-40/RA-10/0000-1-002-0 DESCRIPCIÓN GENERAL DEL REACTOR RA-10
- Fundamentals of Heat and mass Transfer – Incropera; DeWitt; Bergman; Lavine
- IS-40-RA-10-7230-2-001-1 – RA-10 IPS-01: Introducción y Descripción General de la Instalación
- IS-40-RA-10-7230-2-001-1 – RA-10 IPS-16: Análisis de Seguridad
- RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME II: APPRENDIX INPUT REQUERIMENTS
- Tesis de Carrera de Maestría en Ingeniería – ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD DE REACTORES NUCLEARES DE INVESTIGACIÓN – Ing. Roberto Hilal