



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO

FACULTAD DE INGENIERIA

"DESARROLLO DE UN MODELO DE LA CENTRAL
NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE BASADO EN EL
CODIGO RELAP/SCDAP Y SU INCORPORACION A UN
SIMULADOR DE AULA PARA EL ANALISIS DE EVENTOS
TRANSITORIOS Y ACCIDENTES POSTULADOS".

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERIA
P R E S E N T A :
JOSE HUMBERTO SALAZAR CRAVIOTO



ASESOR: DR. CARLOS CHAVEZ MERCADO

CIUDAD UNIVERSITARIA

2004



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.

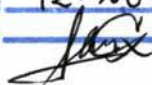
**ESTA TESIS NO SALE
DE LA BIBLIOTECA**

*Dubitus ergo cogito, cogito ergo sum.
René Descartes (1595-1650)*

Autorizo a la Dirección General de Bibliotecas de la
UNAM a difundir en formato electrónico e impreso el
contenido de mi trabajo recepcional.

NOMBRE: JOSE HUMBERTO
SALAZAR CRAVIOTO

FECHA: 12-NOV-04

FIRMA: 

DEDICATORIA

Quiero dedicar este trabajo a mi familia. En gran medida este esfuerzo tuvo su apoyo en el invaluable afecto y cariño por parte de los míos. No basta entender y comprender la frialdad de los números, son necesarios e indispensables los estímulos emocionales que solamente puede brindar la familia, por supuesto que también los estímulos materiales que he recibido de su parte. Confieso que me siento una persona afortunada por que desde que tengo uso de razón he recibido siempre mucho afecto y cariño, especialmente de mis abuelitas; Rosa A. Valdés A. y J. América Escobar R., de mi señora madre América E. Cravioto E y de mi padre Juan Humberto Salazar Verdura.

AGRADECIMIENTOS

Este desarrollo ha sido posible gracias a la información, ideas, orientaciones y apoyos proporcionados por muchas organizaciones e individuos. Agradezco especialmente al Grupo de Ingeniería Nuclear (GRIN) de la Facultad de Ingeniería (FI) de la UNAM, conformado por investigadores con una amplia experiencia en el campo de la ingeniería nuclear. Dentro del GRIN, quiero agradecer de manera muy enfática al Dr. Carlos Chávez Mercado director de este trabajo. El Dr. Carlos Chávez ha sido una fuente continua que aporta ideas e información al trabajo de los diferentes proyectos y también ha estado realizando un enorme esfuerzo para la obtención de apoyos tanto técnicos como financieros de diversas organizaciones. Ya en las aportaciones específicas del presente desarrollo, el Dr. Chávez es experto en la Ingeniería de Factores Humanos con el diseño y elaboración de potentes despliegues gráficos, pieza fundamental en la implementación del Simulador de Aula Prototipo. También quiero recalcar que he trabajado bajo la dirección del Dr. Chávez desde el año 2000, empezando con la dirección de mi tesis de licenciatura, posteriormente fungió como mi tutor del programa de maestría, director de esta tesis y actualmente es tutor y director del programa de doctorado en posgrado de ingeniería en donde me encuentro inscrito. Finalmente mencionar que el Dr. Chávez posee una gran visión del rumbo que deben llevar los desarrollos.

En la parte técnica, para la construcción del modelo del reactor y la optimización de la implementación para la incorporación dinámica del código RELAP5/SCDAP al prototipo del simulador, quiero agradecer infinitamente el talento y enorme experiencia en la Dinámica de Sistemas Nucleoeléctricos al M.C. Juan Carlos Ramos Pablos. El M.C. Juan Carlos Ramos es un gran potencial en la formación técnica de aquellos que quieren iniciarse en el ámbito de la ingeniería nuclear. El M. C. Juan Carlos Ramos no solo posee un sin igual ingenio para poder abstraer el complejo sistema dinámico de una central sino que, lo más importante, lo sabe transmitir.

Existe una aportación implícita pero muy importante en el desarrollo de esta tesis, especialmente de los investigadores y también compañeros en el Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN) en las instalaciones del Posgrado de Ingeniería campus Morelos de la Facultad de Ingeniería de la UNAM. Agradezco al Dr. Juan Luis Francois Lacature, quien es experto en Administración de Combustible Nuclear, fui su alumno en dos materias, a saber, “Fundamentos de ingeniería nuclear” y “Análisis de reactores nucleares”. Su dirección en este campo fue de suma importancia para el entendimiento de la fenomenología que existe en el combustible de los reactores nucleares y su relación con otros sistemas modelados del reactor. Por otra parte, su actitud diplomática es en pro de los intereses del GRIN en sus relaciones inter-organizacionales.

El M.C. Edgar Salazar Salazar es experto en ingeniería de software y cuenta con una basta experiencia en configuraciones de equipos, sistemas operativos, sistemas de redes, administración de sistemas, etc. El hecho de contar con óptimas condiciones laborales contribuye enormemente al desarrollo satisfactorio de los proyectos. Agradezco al M.C. Edgar Salazar su disposición y enorme labor para que el LAIRN cuente con el óptimo funcionamiento.

La M.C. Pamela Nelson Endelstein, es experta en el Análisis Probabilística de Seguridad y dirige diversos proyectos dentro del GRIN en dicha área, también asesora a diversos investigadores y alumnos en la elaboración de documentos y ponencias así como traducciones en idioma inglés, principalmente inglés técnico. Dentro del programa de maestría realizado para la elaboración de la presente tesis, se dieron a conocer los objetivos y avances del desarrollo en diferentes foros nacionales e internacionales como lo es la American Nuclear Society (ANS). Agradezco la asesoría de la M.C. Pamela Nelson para la revisión final de la ponencia presentada en la ANS. También fui su alumno en la materia “Análisis Probabilístico de Seguridad”.

Una de las preocupaciones a nivel mundial es con respecto al medio ambiente. Hoy en día, cualquier desarrollo debe contemplar los impactos ambientales y socioeconómicos. En ocasiones, por cuestiones circunstanciales de nuestra formación es difícil hacer conciencia de este punto importante, sin embargo, existen programas de enseñanza para nuevas generaciones en donde el objetivo es inculcar la cultura del desarrollo sustentable. La Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez es experta en el campo de Evaluación de Proyectos Energéticos, también trabaja en la optimización de recargas de combustible nuclear. Gracias a la Doctora Martín del Campo por su enseñanza hacia las nuevas generaciones de crear conciencia en la importancia del medio ambiente.

Las clases en aula recibidas durante el programa contribuyeron enormemente a mi formación y entendimiento de este campo tan excitante y complejo como lo es la energía nuclear. Una materia clave en el desarrollo fue la de “Termohidráulica de reactores nucleares” impartida por el Dr. Jaime B. Morales Sandoval. El Dr. Morales cuenta también con extraordinarios conocimientos en todas las áreas del campo nuclear, aunque su especialidad es el de la dinámica de sistemas nucleoelectrónicos, también agradezco enormemente su enseñanza en este campo.

Ha sido invaluable para mí todo el apoyo recibido del GRIN, sobre todo que creo que fue con gran afecto y cariño de su parte, y que talvez no tengo las palabras precisas para expresar mi agradecimiento. Ofrezco disculpas de antemano por cualquier omisión de alguna persona así como también omisión de más virtudes que posean.

Los borradores iniciales de esta tesis fueron revisados por el grupo de sinodales. Las ideas y sugerencias aportadas durante la revisión e incluso durante el desarrollo de la tesis han hecho que este documento sea de mayor utilidad para sus destinatarios. Especialmente quiero manifestar mi gratitud al Dr. Juan Luis Francois Lacature, al Dr. Jaime B. Morales Sandoval, al Dr Miguel Ceceñas Falcón del Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE), desde luego al M.C. Juan Carlos Ramos Pablos, asesor técnico del desarrollo y al Dr. Carlos Chávez Mercado, director de la misma.

Fuera del GRIN existe una aportación importante del presente trabajo. Agradezco al Dr. Miguel Ceceñas Falcón, sinodal y miembro del jurado evaluador del examen de grado. La compilación del código RELAP5/SCDAP en sistema operativo UNIX se debe a la contribución del Dr. Ceceñas, además de que conoce el código y proporcionó un modelo adaptado del reactor de la central de Browns Ferry, el cual se uso como plantilla para la realización del modelo del presente trabajo.

También fue utilizado como punto de partida, el modelo de la CNLV proporcionado por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS). El modelo fue de gran utilidad para la construcción del modelo del reactor en el GRIN, sobre todo por contener información valiosa de la Central Laguna verde. Agradecemos infinitamente su aportación.

A la empresa Innovative System Software (ISS) por su capacitación en el uso, capacidades y limitaciones del código RELAP5/SCDAPSIM. Especialmente al Dr. Chris Allison y a R. J. Wagner.

Al apoyo económico proporcionado por CONACyT durante la realización de mis estudios de maestría.

Al proyecto CONACyT 34657-U.

Al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) por el otorgamiento de una beca referenciada como C6/MEX/01028P. Además de otros apoyos otorgados para el GRIN.

Al Programa de Apoyo para Proyectos de Investigación e Innovación Tecnológica (PAPIIT).

A todos estos organismos por el financiamiento brindado para la realización de diversas actividades relacionadas con el presente trabajo.

Por supuesto, a mi Alma Mater; la Facultad de Ingeniería de la UNAM.

ÍNDICE

Introducción	1
Capítulo I HERRAMIENTAS DE DESARROLLO Y METODOLOGÍA DE IMPLEMENTACIÓN	4
1.1 Herramientas para el Desarrollo	5
1.2 Descripción de la Metodología del Desarrollo	5
1.2.1 Breve descripción del desarrollo del modelo de la CNLV	6
1.2.2 Descripción del modelo interactivo	8
1.3 Arquitecturas Preestablecidas de RELAP5/SCDAP y del Prototipo del Simulador de Aula	9
1.3.1 Organización de RELAP5/SCDAP	9
1.3.2 Acceso a la base de datos de RELAP5/SCDAP	11
1.3.3 Descripción de la salida estándar del código RELAP/SCDAP	11
1.3.4 Estructura del Simulador de Aula prototipo	13
1.4 Metodología de Implementación	14
1.4.1 Información de salida	14
1.4.2 Información de entrada	15
1.4.3 Interactividad a través de disparos (trips)	16
1.4.4 Interactividad a través de variables de control	17
Capítulo II MODELO DEL REACTOR DE LA CNLV	18
2.1 Modelo Hidrodinámico	19
2.1.1 Construcción del modelo de la vasija del reactor	22
2.1.1.1 Fondo de la Vasija	24
2.1.1.2 Modelo de la placa soporte inferior de la vasija	26
2.1.1.3 Núcleo del reactor	31
2.1.1.4 Salida del núcleo, pleno superior y domo de la vasija	37
2.1.1.5 Flujo de descenso hacia el pleno del reactor	41
2.2. Sistema de Recirculación	43
2.3 Línea de Vapor	46
2.4 Estructuras de Calor	48
2.5 Cinética del Núcleo	52
2.5.1 Reactividad	52
2.5.2 Cinética puntual	54
2.5.3 Mecanismos de retroalimentación	55
2.5.3.1 Reactividad por fracción de vacío	56
2.5.3.2 Reactividad por efecto Doppler	57
2.5.3.3 Reactividad por temperatura del moderador	58
2.5.3.4 Reactividad de SCRAM	58
2.6 Sistemas de Control en el Modelo de la CNLV	60
Capítulo III EVALUACIÓN DEL MODELO	63
3.1 Operación Normal del Reactor	64
3.1.1 Valores de operación normal implementados en el modelo	67
3.2 Transitorios Operacionales	74
3.2.1 Falla del controlador de agua de alimentación	74
3.2.2 Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho	82
3.3 Capacidades de RELAP5/SCDAP	89

Capítulo IV CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO	90
4.1 Elementos del Sistema y Posibles Aplicaciones.....	91
4.2 Trabajo Futuro.....	93
 Bibliografía	 94

LISTA DE FIGURAS

Figura 1.1. Arquitectura de la estructura superior de RELAP5/SCDAP.	10
Figura 1.2. Ejemplo de la edición de variables mayores (major edits).	12
Figura 1.3. Estructura del Simulador de Aula y memoria compartida.	13
Figura 1.4. Esquematación del flujo de información de salida a los despliegues.	15
Figura 1.5. Esquematación del flujo de información de entrada al proceso.	15
Figura 2.1 Distribución de flujo en la vasija del reactor de la CNLV.	23
Figura 2.2. Diagrama de nodalización del modelo para la CNLV.	24
Figura 2.3. Diagrama de nodalización del fondo de la vasija de la CNLV.	25
Figura 2.4 Esquemático de las trayectorias de fuga típicas de un BWR, en la placa soporte inferior de la vasija y pieza soporte de combustible [9].	27
Figura 2.5. Diagrama de nodalización de la placa soporte inferior y las piezas soporte de los ensambles de combustible.	29
Figura 2.6. Isométrico de un ensamble de combustible y módulo de la barra de control.	31
Figura 2.7. Nodalización del núcleo.	32
Figura 2.8. Diagrama esquemático y detalle de los separadores de vapor con las trayectorias de flujo.	37
Figura 2.9. Secadores de vapor.	38
Figura 2.10. Nodalización de la salida del núcleo, tubos verticales de los separadores, separadores, secadores y domo de la vasija.	39
Figura 2.11. Simplificación de la región de los separadores de vapor.	40
Figura 2.12. Diagrama esquemático de la vasija del reactor. En color azul se muestra la región de descenso al pleno.	41
Figura 2.13. Nodalización para el flujo de descenso del reactor.	42
Figura 2.14. Isométrico del sistema de recirculación.	44
Figura 2.15. Diagrama de Nodalización del sistema de recirculación.	45
Figura 2.16. Sistema de suministro de vapor nuclear.	47
Figura 2.17. Volúmenes de control de la línea de vapor.	47
Figura 2.18. Barra de Combustible.	48
Figura 2.19. Espaciado radial de la barra de combustible.	49
Figura 2.20. Factor de pico radial generado por cada barra de combustible modelada.	51
Figura 2.21. Factor de pico axial en los canales de combustible modelados.	52
Figura 3.1 Mapa de operación Potencia-Flujo (Comisión Federal de Electricidad, Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2).	66
Figura 3.2 Vasija del reactor en operación normal.	70
Figura 3.3 Gráficas de tendencia en operación normal.	72
Figura 3.4. Inicio del evento transitorio desde el despliegue gráfico.	76
Figura 3.5. SCRAM del reactor por nivel 8.	78
Figura 3.6. Gráficas de tendencia del transitorio por falla del control de agua de alimentación en demanda máxima.	81
Figura 3.7. Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho.	84
Figura 3.8. Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho.	86
Figura 3.9. Arranque de la bomba de recirculación del lazo derecho.	88

LISTA DE TABLAS

Tabla 1.1 Nombre de las localidades de memoria correspondientes a los valores de los índices del bloque de memoria llamado comdeck comctlc	11
Tabla 1.2 Lista de Disparos Considerados	16
Tabla 1.3 Controles definidos para puntos de Ajuste	17
Tabla 2.1. Dimensiones y propiedades termodinámicas del fondo de la vasija	26
Tabla 2.2. Características de las uniones entre los volúmenes del fondo de la vasija	26
Tabla 2.3. Dimensiones y propiedades termodinámicas de los volúmenes que representan la entrada de los canales activos y de derivación	30
Tabla 2.4. Características de las uniones de los volúmenes del pleno inferior	30
Tabla 2.5 Datos de flujo, dimensiones y propiedades termodinámicas de los canales que conforman al núcleo	33
Tabla 2.6. Datos de las dimensiones, propiedades termodinámicas y del fluido para la región de: salida del núcleo, pleno superior y domo de la vasija	40
Tabla 2.7. Datos en estado estacionario de las variables más significativas de los volúmenes del flujo de descenso	43
Tabla 2.8. Dimensiones físicas y propiedades termodinámicas de los volúmenes que representan al sistema de recirculación	46
Tabla 2.9. Dimensiones, propiedades termodinámicas y propiedades de los fluidos de los volúmenes que modelan a la línea de vapor	48
Tabla 2.10. Distribución fraccionada de potencia para cada nodo de los ensambles de combustibles	50
Tabla 2.11. Reactividad por fracción de vacío	57
Tabla 2.12. Reactividad por efecto Doppler	57
Tabla 2.13. Reactividad de inserción por la posición de las barras por SCRAM	59
Tabla 3.1. Valores de referencia de las principales variables en operación normal del reactor	67
Tabla 3.2. Principales parámetros en estado estacionario	73
Tabla 3.3. Capacidades de RELAP5/SCDAP	89

INTRODUCCIÓN

El Grupo de Ingeniería Nuclear (GRIN) de la Facultad de Ingeniería (FI) de la UNAM cuenta con el Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN), producto de un esfuerzo multidisciplinario realizado por un grupo de investigadores con una vasta experiencia en el área de la ingeniería nuclear. El LAIRN cuenta con un robusto equipo de cómputo así como sofisticados programas computacionales para análisis y diseño en el área de la Ingeniería Nuclear.

Como una contribución al desarrollo de infraestructura del LAIRN, el objetivo principal del presente trabajo de tesis es desarrollar un modelo del reactor de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) basado en el código nuclear RELAP5/SCDAP, e incorporarlo a un sistema de simulación, actualmente en desarrollo, denominado Simulador de Aula. El desarrollo e incorporación del modelo del reactor al Simulador de Aula permitirá efectuar simulaciones sofisticadas en condiciones de operación normal del reactor, de transitorios operacionales y accidentes postulados, con propósitos de capacitación, entrenamiento y análisis.

Con el concepto del Simulador de Aula se designa a la representación y emulación de sistemas, componentes, paneles de control e instrumentación en diversos despliegues gráficos generados por computador. Debido a que no se utilizan paneles físicos reales, el sistema es lo suficientemente compacto para ser instalado en una superficie pequeña. A discreción del operador, los despliegues gráficos pueden ser proyectados en pantallas para su adecuada visualización y manipulación.

El Simulador de Aula se implementó como un sistema multi-computadoras controlado por una interfase gráfica avanzada. El sistema permite la representación virtual y emulación de paneles de control e instrumentación asociada, así como la exhibición de diversos despliegues gráficos de información, diagramas mímicos y pictóricos bajo una arquitectura de simulación distribuida. El Simulador de Aula puede configurarse para acceso a diversos modelos de sistemas nucleares con propósitos de entrenamiento en operación normal, o bien, acceso a múltiples códigos nucleares especializados para el análisis de eventos transitorios y accidentes severos [1-4].

En una nueva faceta, en el contexto de la Facultad de Ingeniería el Simulador de Aula contempla objetivos adicionales a los planteados inicialmente. Además de cumplir con la función de apoyo y entrenamiento al personal de se pretende que el Simulador de Aula, sea utilizado como base para el desarrollo de una plataforma experimental de múltiples propósitos. Por ejemplo, el sistema facilitará la incorporación e integración de interfaces hombre-máquina a códigos computacionales para el análisis de seguridad de centrales nucleoelectricas; diseño y optimización de recargas de combustible nuclear; desarrollo, prueba y validación de modelos avanzados del reactor y estudios de inestabilidad. Así mismo, el sistema aumentará la capacidad para realizar estudios de sustitución de instrumentación convencional por sistemas digitales computarizados incorporando Ingeniería de Factores Humanos, y permitirá ampliar el campo de aplicación de nuevas técnicas computacionales asociadas a sistemas de información, diagnóstico y control, ambientes de realidad virtual y sistemas multimedia para educación a distancia.

Para el caso particular del desarrollo e incorporación al simulador de aula del modelo del reactor con sus sistemas asociados; objetivo principal del presente trabajo de tesis, se contó con dos herramientas importantes: el código de *mejor estimación* RELAP/SCDAP que además de emplear métodos numéricos muy eficientes, utiliza modelos con un nivel de detalle apropiado para esta aplicación; segundo, el apoyo de equipos de cómputo de alto rendimiento. Ambos aspectos son considerados como fundamentales para el análisis confiable en tiempo real e incluso, menor al tiempo real.

El capítulo I orienta al lector dentro de un contexto basado en las herramientas utilizadas y al desarrollo previo a la implementación del presente trabajo. Por otra parte, se describe la metodología para implementar la interactividad del modelo de la CNLV, basado en el código RELAP/SCDAP.

En el capítulo II se presenta una explicación detallada de los criterios de simplificación y la metodología utilizada en este trabajo para la construcción del modelo del reactor junto con sus sistemas asociados. Es decir, explica la forma en que fueron modelados los diferentes sistemas que constituyen la vasija y sistemas del reactor tal como el núcleo del reactor, los lazos de recirculación, la zona de descenso de la vasija, la línea de vapor principal, etc.

El capítulo III contiene simulaciones de los diferentes modos de operación a los cuales se sometió el modelo descrito en el capítulo II, evaluando los resultados obtenidos de manera cualitativa. Finalmente el capítulo IV hace mención de las conclusiones derivadas del presente desarrollo, poniendo énfasis en las ventajas y beneficios de dicho desarrollo así como en las posibles modificaciones y mejoras que podrían realizarse en un trabajo futuro.

HERRAMIENTAS DE DESARROLLO Y METODOLOGÍA DE IMPLEMENTACIÓN

Basado en herramientas y desarrollos anteriores realizados por el Grupo de Ingeniería Nuclear (GRIN), el presente capítulo trata sobre la incorporación del modo interactivo del código nuclear RELAP5/SCDAP al prototipo del Simulador de Aula. El concepto de interactividad se refiere a la posibilidad de controlar e interactuar con el modelo desarrollado de la CNLV mediante la manipulación directa, en pantallas sensibles al tacto de íconos y objetos gráficos que representan componentes de control, así como a la visualización de parámetros de planta y estado de componentes y sistemas en despliegues gráficos diversos como mímicos, pictoriales, instrumentación virtual y gráficas de tendencia.

1.1 Herramientas para el Desarrollo

RELAP5/SCDAP [5] es un código nuclear de mejor estimación desarrollado en el Laboratorio Nacional de Energía y Ambiente de Idaho (*INEEL*) a solicitud de la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos. Con él, puede modelarse el comportamiento integral de la hidrodinámica de la vasija y núcleo del reactor, liberación de productos de fisión durante un accidente severo, así como accidentes grandes y pequeños por pérdida de refrigerante (*Loss Of Coolant Accidents, LOCA's*), transitorios operacionales tales como transitorios anticipados sin SCRAM (*Anticipated Transients Without SCRAM, ATWS*), pérdida de potencia externa, pérdida de agua de alimentación, y pérdida de flujo de recirculación. El programa resuelve para cada componente definido por el usuario las ecuaciones de conservación de masa, energía y cantidad de movimiento para las fases líquido, vapor y gases no condensables. Incluye la conservación de masa para el boro y productos de fisión. Para el análisis de la neutróica del reactor en estado estacionario y en eventos transitorios, emplea modelos de neutróica puntual o unidimensional.

Otra de las herramientas de suma importancia, es el paquete gráfico especializado *DataViews*, utilizado en la construcción de los despliegues gráficos dinámicos e interactivos. *DataViews* consta de dos componentes esenciales: por un lado el editor gráfico llamado *DV-Draw*, que es una herramienta sofisticada para la creación de objetos gráficos con dinámicas complejas y adquisición de datos; y por otro lado el *DV-Tools*, una librería muy completa de funciones especializadas escritas en C, que trabaja en conjunto con el editor *DV-Draw*. Con las funciones de *DV-Tools*, es posible integrar los despliegues gráficos de *DV-Draw* en potentes interfaces gráficas de usuario para un amplio rango de aplicaciones.

Por otra parte, se emplean también diversos compiladores de lenguajes de programación de alto nivel como C para UNIX, VISUAL STUDIO (Visual C++) para WINDOWS, así como FORTRAN 77, FORTRAN 90 y FORTRAN 95 en UNIX, y VISUAL FORTRAN en WINDOWS. Estos compiladores son de gran importancia para el desarrollo del proyecto, ya que permiten integrar los diferentes módulos que constituyen el sistema, mediante la compilación de programas de comunicación y rutinas de lectura/escritura de segmentos de memoria compartida para la incorporación del código RELAP/SCDAP a los despliegues gráficos desarrollados para este fin.

1.2 Descripción de la Metodología del Desarrollo

El modelo del reactor y las rutinas de interfase entre el código, despliegues gráficos y memoria compartida fueron desarrollados utilizando la versión RELAP5/MOD3.2, proporcionada por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Actualmente se trabaja en colaboración con la compañía *Innovative Systems Software* (ISS) en la incorporación de la versión denominada RELAP5/SCDAPSIM. Esta versión del código incorpora numerosas mejoras, nuevos modelos y herramientas diversas. Además cuenta con una mejor documentación.

Es importante mencionar que el modelo construido en el presente trabajo de tesis tiene como referencia un modelo similar de la CNLV proporcionado por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS) que a su vez es una adaptación de un modelo del reactor Browns Ferry. El modelo aquí desarrollado, se construyó empleando criterios propios de simplificación y

modelado, esto derivó en diversos cambios y mejoras con respecto a los modelos de referencia mencionados. Además, el presente modelo fue adaptado para la incorporación del modo interactivo, aspecto fundamental para su utilización en el Simulador de Aula. Actualmente se continúa el trabajo en colaboración con la CNSNS para elaborar un mejor modelo empleando criterios de simplificación de ambas organizaciones.

1.2.1 Breve descripción del desarrollo del modelo de la CNLV

Para simplificar la descripción del trabajo en la construcción del modelo, es necesario considerar cuatro aspectos fundamentales. Estos son; la hidrodinámica, la cinética, las estructuras de calor y los sistemas de control. Aunque dentro de los capítulos destinados al desarrollo se da una descripción más detallada de los pasos de la construcción del modelo, a continuación se incluye un bosquejo a manera de resumen.

Dentro de la hidrodinámica fueron considerados los siguientes lineamientos. La simulación de la hidrodinámica está basada en un modelo unidimensional de la trayectoria del flujo para una mezcla no condensable de agua-vapor. El sistema físico que consiste de trayectorias de flujo, volúmenes, áreas, etc., está simulado por una red de volúmenes de control conectados mediante uniones (nodalización). La representación del sistema físico con un sistema de volúmenes y uniones es un proceso que permite aproximar el sistema real a un modelo numérico, y no hay sustituto para la experiencia. Sin embargo existen consideraciones generales para los trabajos de aplicación de RELAP5. En la selección de una nodalización para la hidrodinámica, se deben considerar los siguientes criterios generales.

La longitud de los volúmenes debe ser tal que todas tengan un límite de Courant similar. Esto es, el paso de tiempo resultante al considerar la longitud del nodo dividida entre la máxima velocidad del flujo son similares para cada volumen (Deben considerarse las velocidades esperadas en los transitorios). El paso de integración en el estado estacionario para el presente modelo es de 0.125 segundos en una PC, sin exceder el límite de Courant. En algunos volúmenes de la línea de vapor y lazos de recirculación, en el modelo original se ejecutaba con pasos de integración muy pequeños debido a restricciones del límite de Courant.

El número de Courant refleja la porción de una celda por la cual atravesará un fluido por advección en un paso de tiempo dado. Este número se utiliza para la discretización en el tiempo. La ecuación 1.1 muestra la manera en que el código determina el paso de tiempo.

$$C_r = \frac{v\Delta t}{\Delta x} \quad 1.1$$

Donde,

- C_r Número de Courant
- v velocidad promedio de flujo lineal
- t paso de tiempo máximo
- x longitud máxima del volumen

El sistema completo no debe exceder los recursos de cómputo. El usuario tiene la opción de utilizar el número de volúmenes hidrodinámicos que desee siempre y cuando este no cause problemas de memoria en el equipo de cómputo. Este modelo consta de 218 volúmenes y 275 uniones. Existen simulaciones de sistemas de reactores de agua ligera (*LWR Ligth Water Reactor*) típicas con más de 600 volúmenes, ejecutadas en estaciones de trabajo con 32 Mega bytes de memoria RAM. Las computadoras personales y estaciones de trabajo dentro del GRIN, tienen capacidades de memoria del orden de las centenas de Mega bytes, por lo que el consumo de este recurso por parte del modelo no presenta problemas de paginación.

En la medida de lo posible, se debe realizar un estudio de sensibilidad de la nodalización, para determinar su efecto en los resultados. Para nuestro modelo obtenido no se han realizado estudios de sensibilidad del sistema por lo que este aspecto queda para un trabajo futuro.

Es conveniente eliminar rutas de flujo poco significativas, es decir, que no jueguen un papel importante en el comportamiento del sistema, sin afectar la representación precisa del mismo. Esta recomendación es de peculiar importancia al modelar las rutas de flujo en la placa soporte inferior del núcleo. El flujo que entra en el núcleo por el pleno inferior se divide en dos partes, el flujo activo que pasa a través de los ensambles de combustible y el flujo de derivación. Este flujo de derivación puede considerarse como una trayectoria de fuga por su magnitud y la gran caída de presión que genera en su ruta. Son varias las trayectorias que contribuyen al flujo de derivación. Por ejemplo la ruta del flujo que pasa a través de las piezas soporte del núcleo, de los tubos guía de las barras de control, los orificios de diseño de la placa soporte inferior, etc. Todas estas rutas fueron agrupadas dependiendo de su localización y caída de presión para representar un gasto másico equivalente.

Es importante establecer las condiciones de frontera y parámetros iniciales de los flujos y presiones del sistema en base a documentación confiable; datos del fabricante, especificaciones técnicas, etc. Basándose en documentación diversa [11, 15, 16] que posee el GRIN acerca del tipo reactor *BWR* y de la *CNLV*, fue posible fijar las condiciones de frontera y parámetros iniciales del modelo para operación en estado estacionario. Cabe mencionar que cierta información a veces no es posible obtenerla e incluso no existe, y que la única forma de establecer los valores iniciales es empleando decisiones de juicio o criterio, o mediante adaptaciones de los componentes de modelos de otros reactores similares a los de la *CNLV*, como sucedió en la construcción del presente modelo al tomar como plantilla el modelo del reactor de la Central Nucleoeléctrica de Browns Ferry y adoptar la parte de los lazos de recirculación del modelo desarrollado en la *CNSNS*.

En base a los criterios anteriores fueron modelados los siguientes sistemas hidrodinámicos.

- La vasija del reactor, incluyendo el fondo, pleno inferior, la placa guía soporte inferior, el núcleo, la rejilla guía soporte superior, la salida del núcleo, el pleno superior y los tubos de soporte para los separadores, los separadores, secadores y el domo del reactor. Después fue modelado el flujo de descenso a los sistemas de recirculación.
- Lazos de recirculación, succión del sistema de recirculación, bomba de recirculación, descarga del sistema de recirculación y bombas de chorro.

- Finalmente el sistema de vapor, el cual comprende la parte del sistema de vapor principal hasta las válvulas de corte de las tuberías de vapor y las líneas de flujo de derivación de la turbina.

Para el archivo de entrada del modelo se utilizó el Sistema Inglés de Unidades. Se utilizaron los gastos máscicos de las diferentes trayectorias de flujo en vez de las velocidades. En los modelos de Browns Ferry y de la CNSNS sí fueron empleados parámetros iniciales de velocidad para los flujos. Cualquiera de las dos formas es aceptada por el código aunque los valores del gasto máscico permiten asegurar, con un rápido análisis, la conservación de masa de componente a componente.

Las estructuras de calor representan las porciones sólidas del combustible del reactor. Los componentes del sistema simulados por las estructuras de calor incluyen las barras de combustible y encamisado de las barras. El modelo construido es capaz de simular eventos que no incluyan daño en el núcleo.

La cinética del reactor permite calcular el comportamiento de la potencia del reactor. En este caso la potencia se calcula usando la aproximación de cinética puntual. Esta aproximación es adecuada para aquellos casos en los cuales la distribución espacial de la potencia permanece prácticamente constante. La opción elegida para el cálculo de la potencia incluye potencia por la fisión, calor de los productos de decaimiento y la potencia por decaimiento de los actínidos. Para la reactividad se incluyen la retroalimentación por vacíos, temperatura del moderador, temperatura del combustible y barras de control. Cada uno de estos componentes se simula como sistemas de control y la suma de ellos se proporciona al modelo de cinética puntual.

Los componentes de control modelan, además de los sistemas para la retroalimentación, el sistema de control electrohidráulico de las válvulas gobernadoras que controlan, entre otras cosas, la presión del reactor y el control de nivel/agua de alimentación. Por otra parte como el modelo no incluye a la turbina, esta es modelada por un volumen dependiente del tiempo como sumidero, por lo que no es posible controlar la velocidad y carga de la misma para regular el flujo de vapor mediante sistemas de control (Sin embargo, el GRIN ha efectuado un desarrollo en este sentido [6]).

1.2.2 Descripción del modelo interactivo

Una vez modelada la termohidráulica del reactor junto con sus componentes y sistemas asociados se tiene un modelo completo y funcional para la simulación del reactor en operación normal y transitorios operacionales, siempre y cuando no se requieran las capacidades de una cinética espacial. Este modelo, puede ser ejecutado para su simulación y análisis de resultados, en computadoras personales con sistema operativo Windows y en estaciones de trabajo con sistema operativo UNIX. El modelo se ejecuta de forma predeterminada por el programa RELAP5/SCDAP en el modo *stand alone*. El programa genera archivos de salida (outdta y rstplt) en los cuales la información contenida en forma tabulada sólo puede ser analizada al finalizar el proceso de simulación mediante programas de aplicación no asociados a RELAP5/SCDAP. Como parte de una innovación tecnológica, el modelo desarrollado en el presente trabajo de tesis va más allá de la aplicación estándar del programa RELAP5/SCDAP al incorporar, en la versión que se ejecuta en el

sistema operativo UNIX, cambios que permiten ejecutar el modelo de forma interactiva, sin alterar su salida estándar. En el modo interactivo se permiten realizar en tiempo de ejecución acciones de control y operación de diversos componentes gráficos mediante su manipulación directa a través de pantallas sensibles al tacto (monitores touch-screen). Para lograrlo se desarrollaron rutinas en lenguaje de programación C y FORTRAN, que fueron compiladas junto con las rutinas del programa RELAP5/SCDAP. Una rutina para el módulo de despliegue (varcdes.f) [7], permite extraer los valores de variables durante el proceso de simulación en tiempo real de ejecución, mostrando dichos valores en pantalla a través de gráficas de tendencia, pictoriales, diagramas mímicos o paneles de instrumentación virtual. Dos rutinas para el módulo interactivo (contint.f y tripint.f), permiten modificar el proceso de simulación en tiempo real, permitiendo al analista, ejecutar acciones diversas para iniciar un evento transitorio, o realizar fallas y disparos de diversos componentes y sistemas.

El resultado del presente trabajo de tesis es un modelo dinámico e interactivo que cumple con los objetivos planteados. Se simuló al reactor en estado estacionario, observándose que los valores nominales de las principales variables del proceso, desplegadas en mímicos, pictoriales y gráficas de tendencia, mostraban estabilidad y permanecían con variaciones de unos cuantos puntos porcentuales alrededor de los valores dados como entrada que fueron tomados de documentos del fabricante para la planta real. Por otra parte, fue posible iniciar transitorios seleccionados de los paneles de instrumentación virtual, así como disparos y fallas de una o ambas bombas de recirculación, disparo de la turbina, así como regular la cantidad de flujo a través de los lazos de recirculación. Las variables afectadas por las acciones realizadas en la simulación, mostraron un comportamiento aceptable por su comparación cualitativa con valores reales de la planta o con documentos confiables a manera de validación.

1.3 Arquitecturas Preestablecidas de RELAP5/SCDAP y del Prototipo del Simulador de Aula

Para saber de qué forma podría intervenir y realizar la incorporación del modo interactivo, fue importante conocer la estructura de programación implementada en RELAP5/SCDAP, así como la estructura característica del Simulador de Aula prototipo, de manera que se cumplan los objetivos de interactividad planteados. Si bien es cierto que podrían existir diversas maneras de realizar dicha incorporación, se tomó la que se consideró apropiada en base a los recursos con los que cuenta el GRIN, y al logro de los objetivos de la incorporación.

1.3.1 Organización de RELAP5/SCDAP

RELAP5/SCDAP está escrito en FORTRAN 77. Existen opciones en tiempo de compilación, para permitir la operación en máquinas de 64-bits y máquinas de 32-bits con aritmética de punto flotante de doble precisión. Se mantiene un código fuente para todas las plataformas de computadoras.

RELAP/SCDAP es un código modular, estructurado descendentemente. Varios modelos y procedimientos están aislados en rutinas separadas. La estructura general del código (Figura 1.1), consiste en un módulo principal (*INPUTD*) para procesar los archivos de entrada. Existe otro módulo (*TRNCTL*) para procesar la simulación en estado estacionario o en un transitorio, accidente severo etc., y uno más (*STRIPF*) para el proceso de los bloques de salida. La información generada en la simulación, se deposita en archivos de salida, para ser utilizada por otros programas de cómputo.

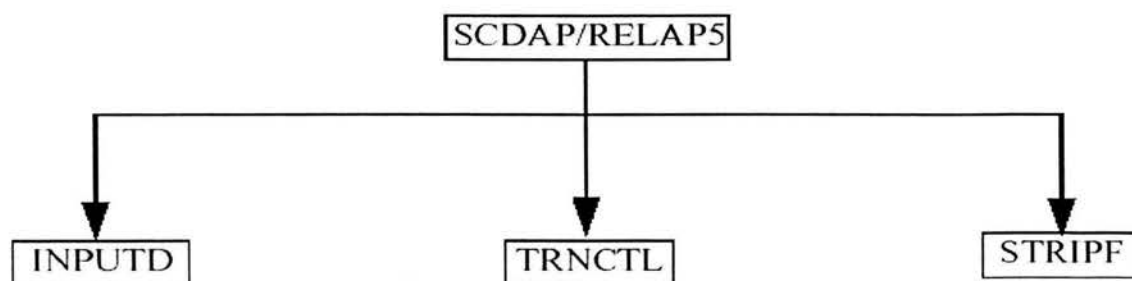


Figura 1.1. Arquitectura de la estructura superior de RELAP5/SCDAP.

El proceso de lectura y almacenamiento de datos del modelo se divide en tres fases. En la primera fase, se efectúa la lectura del archivo de entrada el cual contiene información sobre el sistema a simular e inicialización de variables, regímenes de ejecución, disparos, etc. Durante esta fase el código tiene la capacidad para revisar si toda la información ha sido introducida en el formato adecuado y está libre de errores.

Durante la segunda fase, algunos de los datos procesados son almacenados en arreglos de bloques de memoria estática, y otros en bloques de memoria dinámica. Estos últimos son creados sólo si son necesarios para un modelo específico. Los bloques de memoria dinámica requieren un tamaño adecuado para contener las variables de dicho modelo.

La tercera fase es propiamente la simulación del proceso y/o sistemas bajo estudio mediante la utilización de modelos matemáticos y tablas de características y propiedades de los componentes y materiales emulados. En esta fase se establece la interrelación entre dichos componentes y materiales en base a las condiciones de frontera y variables de estado definidos en los archivos de entrada. Básicamente cualquier sistema, por complejo que sea, puede ser representado mediante la definición de volúmenes hidrodinámicos referenciados, uniones, estructuras de calor, y componentes predefinidos (válvulas, bombas, etc.). Una vez que una iteración en la simulación del sistema se completa, es posible obtener información de sistemas, variables y parámetros previamente definidos en el archivo de entrada (*minor edits*, *major edits*), para ser depositados en archivos de salida (*output*, *rstplt*), o desplegados en pantalla. El archivo de salida *output*, es un archivo de texto con información descriptiva de interés para el analista, mientras que el archivo de salida *rstplt* es un archivo en código binario, que contiene información de variables que pueden extraerse para su graficación mediante diversos programas de aplicación desarrollados para este fin.

1.3.2 Acceso a la base de datos de RELAP5/SCDAP

Todos los parámetros y valores de variables que están definidos en el modelo de entrada, se encuentran almacenados en bloques de memoria estáticos y dinámicos (*common block*). La Tabla 1.1, contiene una lista del nombre de las localidades de memoria correspondientes al valor de los índices que identifican a las diferentes variables almacenadas. En particular, este bloque contiene las variables de la termohidráulica correspondiente a cada volumen de control, unión, propiedades termodinámicas, variables de la cinética, por mencionar sólo algunos.

Tabla 1.1 Nombre de las localidades de memoria correspondientes a los valores de los índices del bloque de memoria llamado *comdeck comctlc*

ncoms	filid(6)	filid(23)	filid(40)
nfiles	filid(7)	filid(24)	
comdat	filid(8)	filid(25)	
comdlm	filid(9)	filid(26)	
filid	filid(10)	filid(27)	
flsiz	filid(11)	filid(28)	
safe1	filid(12)	filid(29)	
newrst	filid(13)	filid(30)	
filndx	filid(14)	filid(32)	
filflg	filid(15)	filid(33)	
block	filid(16)	filid(34)	
filid(1)	filid(17)	filid(35)	
filid(2)	filid(18)	filid(36)	
filid(3)	filid(19)	filid(37)	
filid(4)	filid(20)	filid(38)	
filid(5)	filid(21)	filid(39)	

Las localidades de memoria denominadas filid (“número”), son a su vez arreglos vectoriales de variables, las cuales representan un grupo característico en los minor edits. Por ejemplo los arreglos de variables utilizados para la interactividad son filid(18), que es el bloque donde se almacenan los valores de los disparos (trips) y el bloque filid(27), que se refiere al bloque de las variables de control. Los arreglos de los disparos y del sistema de control, almacenan valores de variables que tienen que ver con los componentes simulados como las bombas, válvulas, controles, etc.

1.3.3 Descripción de la salida estándar del código RELAP/SCDAP

RELAP5/SCDAP provee al usuario cuatro tipos de información de salida para analizar el comportamiento de los modelos desarrollados, *major edits*, *minor edits*, datos tabulados para graficación, y mensajes en tiempo de ejecución. La edición mayor de variables o *major edits*, provee una vista fotográfica de las condiciones de la planta con la mayoría de las variables clave

de los volúmenes hidrodinámicos y los parámetros más importantes, a una frecuencia establecida por el usuario. La edición menor de variables o *minor edits*, junto con los datos tabulados para graficación, son definidas por el usuario. Finalmente, donde sea necesario a criterio del usuario, los mensajes en tiempo de ejecución contienen como mínimo el nombre de la rutina que se está ejecutando, el tiempo del evento y un breve mensaje descriptivo del evento.

El programa genera archivos de salida (*outdta* y *rstplt*) en los cuales la información contenida en forma tabulada sólo puede ser analizada al finalizar el proceso de simulación, mediante programas de aplicación no asociados a RELAP5/SCDAP. En la Figura 1.2 se muestra a manera de ejemplo una porción del archivo de salida con los *major edits*, tal y como los genera RELAP5/SCDAP.

Como puede verse en la Figura 1.2, los datos tabulados son difíciles de interpretar, además de consumir una cantidad importante de tiempo en el análisis de los datos “arrojados” por el programa. Por otra parte, si el analista pretende causar una perturbación dentro del sistema modelado, como disparar una bomba de recirculación o la válvula de cierre de la turbina para analizar los efectos de estos cambios, con la forma estándar de RELAP5/SCDAP no podría hacerlo en tiempo real de ejecución. Tendría que esperar a que la simulación finalice o truncar la ejecución de la simulación para que las perturbaciones sean introducidas en el archivo de entrada del modelo y volver a ejecutar el programa para analizar al finalizar el mismo, los efectos producidos por dicha perturbación.

```
RELAP5/s.1#2#2      Reactor Loss Or Coolant Analysis Program
edward's pipe problem base case with extras                      27-Dec-94   17:20:07
MAJOR EDIT :time= 0.100000 sec
attempted adv: tot.= 109 edit= 20 min.dt= 1.000000E-03 sec last dt= 1.000000E-03 sec ms.red= -1.787187E-03 kg
repeated adv: tot.= 3 edit= 0 max.dt= 1.000000E-03 sec crnt.dt= 7.025645E-03 sec tot.ms= 11.1019 kg
successful adv: tot.= 106 edit= 20 avg.dt= 1.000000E-03 sec err.est= 3.891584E-06 m.ratio= -1.149045E-04
requested adv: tot.= 109 edit= 20 req.dt= 1.000000E-03 sec cpu= 2.00080 sec time= 0.100000 sec

Trip number, trip time (sec)
501 -1.000000 502 -1.000000 505 6.000000E-03
601 -1.000000 602 -1.000000 603 0.000000E+00

Total power fission power gamma power reactivity rec. period
(watts) (watts) (watts) (dollars) (sec-1)
6.46074E+10 6.45997E+10 7.75141E+06 1.5008 101.02

System 1 *none* mass= 11.102 kg mass error= -1.78719E-03 kg err.est.= 3.89158E-06
Vol.no. pressure voidf voidg voidgo tempf tempg sat. temp. uf ug volume
(pa) (k) (k) (j/kg) (j/kg) flag
edward's pipe
3-010000 2.58633E+06 0.87323 0.12677 0.12564 500.483 498.867 498.905 9.74638E+05 2.60139E+06 000000
3-020000 2.58627E+06 0.88929 0.11071 0.10962 500.538 498.872 498.904 9.74892E+05 2.60140E+06 000000
3-030000 2.58627E+06 0.86369 0.13631 0.13531 500.353 498.870 498.904 9.74035E+05 2.60140E+06 000000
3-040000 2.58658E+06 0.87074 0.12926 0.12806 500.378 498.894 498.910 9.74150E+05 2.60144E+06 000000
3-050000 2.58749E+06 0.89085 0.10915 0.10795 500.524 498.939 498.929 9.74826E+05 2.60151E+06 000000
3-060000 2.58914E+06 0.90717 9.28307E-02 9.18278E-02 500.647 498.997 498.963 9.75398E+05 2.60158E+06 000000
3-070000 2.59131E+06 0.91570 8.43030E-02 8.34841E-02 500.717 499.055 499.008 9.75723E+05 2.60161E+06 000000
3-080000 2.59326E+06 0.91516 8.48351E-02 8.41059E-02 500.714 499.091 499.048 9.75708E+05 2.60161E+06 000000
3-090000 2.59310E+06 0.91185 8.81460E-02 8.72750E-02 500.694 499.033 499.045 9.75614E+05 2.60148E+06 000000
3-100000 2.58992E+06 0.89705 0.10295 0.10177 500.584 498.885 498.979 9.75102E+05 2.60126E+06 000000
3-110000 2.58203E+06 0.88244 0.11756 0.11629 500.472 498.674 498.816 9.74589E+05 2.60111E+06 000000
3-120000 2.56699E+06 0.73794 0.26206 0.23511 498.981 498.471 498.503 9.67675E+05 2.60133E+06 000000
3-130000 2.46936E+06 0.56045 0.43955 0.43627 496.660 496.433 496.438 9.57014E+05 2.60099E+06 000000
3-140000 2.40135E+06 0.49097 0.50903 0.50478 495.333 494.953 494.962 9.50972E+05 2.60059E+06 000000
3-150000 2.36217E+06 0.46318 0.53682 0.53349 494.703 494.063 494.097 9.48107E+05 2.60031E+06 000000
3-160000 2.33684E+06 0.44284 0.55716 0.55561 494.183 493.443 493.532 9.45740E+05 2.60003E+06 000000
3-170000 2.31703E+06 0.42559 0.57441 0.57370 493.704 492.949 493.087 9.43550E+05 2.59979E+06 000000
3-180000 2.30117E+06 0.41320 0.58680 0.58622 493.310 492.561 492.728 9.41752E+05 2.59962E+06 000000
3-190000 2.28849E+06 0.39956 0.60044 0.59981 492.991 492.248 492.440 9.40295E+05 2.59949E+06 000000
3-200000 2.28174E+06 0.43684 0.56316 0.56283 492.797 492.163 492.286 9.39410E+05 2.59962E+06 000000
```

Figura 1.2. Ejemplo de la edición de variables mayores (*major edits*).

A continuación se describe la metodología empleada para incorporar el modo interactivo de RELAP5/SCDAP, bajo un ambiente gráfico (Simulador de Aula), que permite la manipulación en tiempo de ejecución de los diferentes componentes definidos en el modelo y la manera en que los parámetros de planta más significativos para el análisis pueden ser visualizados en diversos despliegues gráficos al momento en que los valores son generados por el código.

1.3.4 Estructura del Simulador de Aula prototipo

En la estructura del Simulador de Aula prototipo se tienen diferentes módulos (Ver Figura 1.3), en donde se ejecutan los diferentes procesos de visualización (diagramas mímicos y pictoriales), paneles de control, gráficas de tendencia, procesos de simulación (RELAP5/SCDAP), etc. Estos procesos se comunican mediante programas de lectura/escritura utilizando segmentos de memoria compartida (*Shared Memory*) en el sistema operativo UNIX que actúan como una base de datos común a todos los procesos involucrados.

Los diferentes procesos pueden ejecutarse en un solo equipo de cómputo o pueden ser ejecutados en diferentes equipos y los datos de lectura y/o escritura que cada proceso requiera recibir o enviar se encuentran en segmentos de memoria compartida residentes en los equipos de cómputo empleados. La comunicación entre los procesos para la transferencia de los valores de las diferentes variables está a cargo, como ya se mencionó, de programas de comunicación escritos en lenguaje de programación C previamente desarrollados [4].

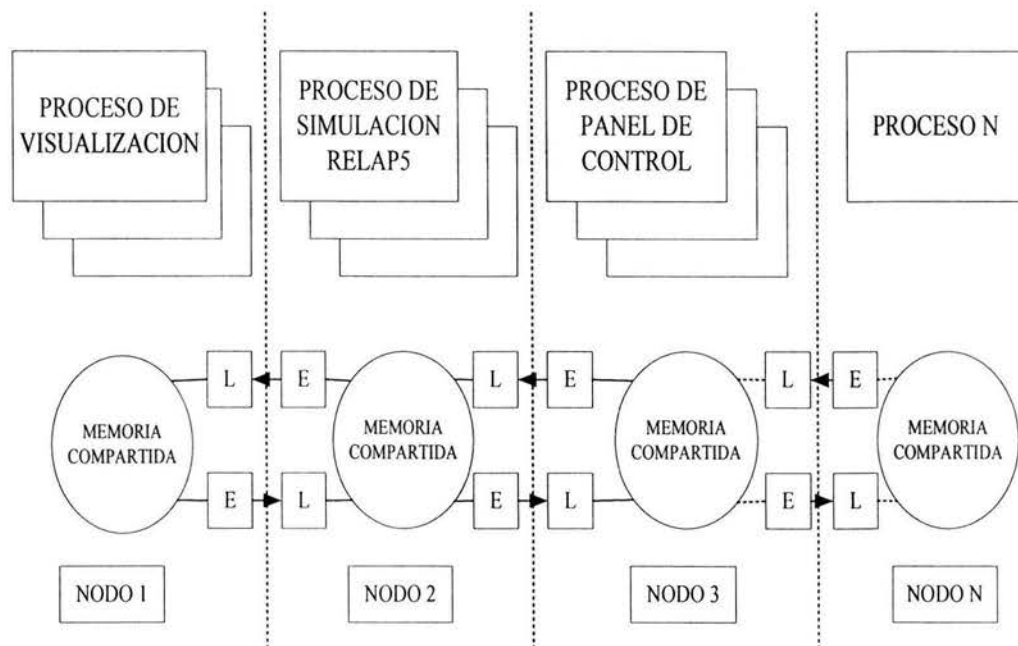


Figura 1.3. Estructura del Simulador de Aula y memoria compartida.

1.4 Metodología de Implementación

Una vez presentada la estructura del programa, así como la arquitectura del simulador de aula prototipo, es posible describir los procedimientos para la incorporación del modelo y del módulo interactivo. El primero de ellos, fue identificar las rutinas del programa RELAP5/SCDAP, en donde se definen las variables de los disparos y las variables de control. La rutina encargada de la definición de las variables para los disparos es la rutina *'trip.f'* con su correspondiente rutina de llamado al bloque de memoria *'trpblk.h'*. La rutina que maneja las variables de control es la llamada *'major.f'*, con su respectivo archivo de llamado al bloque de memoria *'contrl.h'*. El valor de las variables para ambos bloques de memoria se obtiene identificando el índice de la localidad de memoria que le corresponde a cada componente definido en el modelo, esto es, bombas, válvulas, sumadores, integradores, etc.

Después de haber identificado las rutinas y bloque de memoria dentro de la estructura del programa, el siguiente paso consistió en incorporar los programas de lectura y escritura previamente desarrollados dentro del GRIN. Estos programas, escritos en lenguaje de programación C, son los encargados de comunicarse entre los despliegues, memoria compartida y RELAP5/SCDAP, transfiriendo los valores de las variables previamente definidas por el usuario. Básicamente los programas de comunicación para la interactividad escriben valores en los bloques de memoria de RELAP5/SCDAP cuando el usuario establece la acción en los despliegues gráficos. Dichas acciones consisten, por ejemplo, en el cierre de una válvula, el disparo de una bomba, selección de un evento transitorio predefinido en las barras de menús contenidas en algunos despliegues, etc.

Con la finalidad de poder interactuar de manera ordenada con el programa RELAP/SCDAP a través de los despliegues gráficos (diagramas de los sistemas, tableros virtuales, gráficas de tendencia, etc.), es necesario definir de manera conceptual la forma en la que se obtendrá la información para las salidas, y también la manera en la que se introducirá la información para modificar los parámetros que permitirán operar al simulador.

1.4.1 Información de salida

La información de salida que se requiere para los despliegues gráficos puede proporcionarse a través de las variables que RELAP5/SCDAP define a través de los *minor edits*; así, para cada componente existe un número predefinido de variables que pueden desplegarse (ver Figura 1.4).

Debido a que la información puede requerirse en distintas unidades, las variables de salida se calculan por medio de variables de control, ya en las unidades finales, de forma que la información que se envía a un canal de memoria compartida vaya en las unidades necesarias para el despliegue, y que las definiciones de las variables desplegadas queden claramente documentadas en los archivos de tarjetas de entrada para evitar ambigüedades. En el archivo de tarjetas de entrada se definen las variables de control que se deseen de acuerdo a los requerimientos de información de salida. En el mismo directorio en el que se encuentra el archivo de tarjetas de entrada para el modelo desarrollado de RELAP5/SCDAP, debe existir un archivo con el nombre *varcdes.dat*, en

el que se deben incluir dos columnas. En la primera se especifica la variable de control que será enviada a la localidad de memoria compartida la cual se define en la segunda columna.

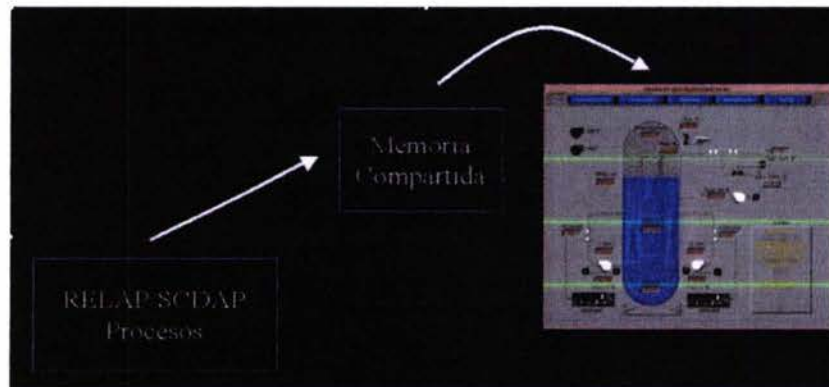


Figura 1.4. Esquematzación del flujo de información de salida a los despliegues.

1.4.2 Información de entrada

Existen tres formas de interactuar con el programa para controlar su ejecución:

- a) Desde los despliegues gráficos de los tableros (representación virtual de los instrumentos de control)
- b) A través de los diagramas interactivos simplificados de la planta,
- c) Por modificación directa de la información de entrada del proceso

Las opciones a y b se realizan mediante pantallas sensibles al tacto (ver Figura 1.5).

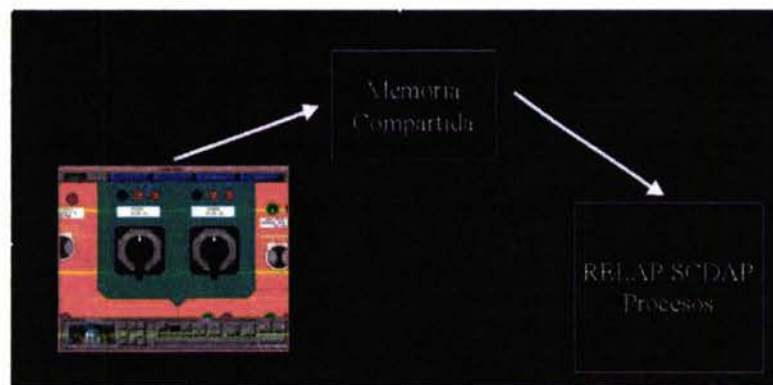


Figura 1.5. Esquematzación del flujo de información de entrada al proceso.

Las tres opciones permiten la ejecución de acciones lógicas y de control por medio de disparos (*trips*) y variables de control.

1.4.3 Interactividad a través de disparos (*trips*)

Los disparos que pueden accionarse a través del módulo interactivo (En la Tabla 1.2 se muestran algunos de los disparos que pueden ser definidos en el modelo) deben definirse con anticipación en el archivo de entrada del modelo de RELAP5/SCDAP que se esté utilizando, proporcionando una lista en un archivo de datos de entrada de nombre *tripint.dat*, el cual es leído por RELAP5/SCDAP al iniciar la simulación. El archivo contiene tres columnas: la primera incluye el número de disparo, la segunda la localidad de memoria compartida de la que toma el valor y la tercera su valor inicial. El disparo heredaré las propiedades con las que fue definido. Si es de tipo “latched”, sólo podrá cambiar su estado una sola vez en la simulación. Si es de tipo “unlatched”, cambiará su valor tantas veces como el usuario lo solicite. Se advierte sobre este comportamiento debido a que si el sistema del que el disparo forma parte no está propiamente modelado, los permisivos para su cambio de estado en la lógica real pueden no cumplirse al momento del cambio de estado con consecuencias imprevisibles para la simulación (p. e. la alta excursión de potencia que causaría el arranque de una bomba de recirculación sin haber cerrado las válvulas de control de flujo y verificado el resto de las permisivas).

Tabla 1.2 Lista de Disparos Considerados

1	Disparo simultáneo de ambas bombas de recirculación
2	Disparo de bomba 1
3	Disparo de bomba 2
4	Transferencia de velocidad de bombas alta/baja, bomba 1
5	Transferencia de velocidad de bombas alta/baja, bomba 2
6	Disparo del sistema de agua de alimentación
7	Cierre TSV (Válvulas de paro de la turbina)
8	Cierre TCV (Válvulas de corte de la turbina)
9	Cierre MSIV (Válvulas de aislamiento de la línea de vapor principal)
10	Derivación operable/no operable
11	Arranque/Disparo HPCS (Sistema de rocío del núcleo a alta presión)
12	Arranque/Disparo RCIC (Sistema de enfriamiento del núcleo con el reactor aislado)

1.4.4 Interactividad a través de variables de control

Para esta opción, el valor modificado que se recibe de tableros o mímicos se toma como una constante (punto de ajuste) en construcciones de bloques de control dentro del modelo de RELAP5/SCDAP utilizado. Esta forma se incluye para permitir el intercambio de valores constantes entre el usuario y el programa (números reales), y no sólo de condiciones de disparo (true, false). De nuevo, las componentes de control que se utilizan para la interactividad, deben definirse formalmente en el archivo de tarjetas de entrada del modelo que se emplea, proporcionando una lista en un archivo de datos de entrada de nombre *contint.dat* que es leído por RELAP5/SCDAP al iniciar la simulación. El archivo contiene tres columnas; en la primera se incluye el número de componente de control, en la segunda la localidad de memoria compartida de la que toma el valor, y en la tercera el valor inicial. La Tabla 1.3 muestra algunos de los controles definidos para establecer puntos de ajuste utilizados.

Tabla 1.3 Controles definidos para puntos de Ajuste

1	Control de Nivel
2	Control de Presión
3	Posición de la válvula de recirculación 1
4	Posición de la válvula de recirculación 2

Para que las formas de interacción propuestas se instalen correctamente en el programa es necesario determinar la localización adecuada en la que deben incluirse las modificaciones que permiten el funcionamiento de acuerdo a la forma descrita en la sección anterior.

En resumen, las acciones correspondientes a cada uno de los apartados de la sección anterior se programan en tres subrutinas diferentes:

- *varcdes.f* es la subrutina para las variables de salida, y lee *varcdes.dat*.
- *tripint.f* es la subrutina para las variables de tipo TRIP y lee *tripint.dat*.
- *contint.f* es la subrutina para las variables de tipo control constante, y lee *contint.dat*

Las llamadas a las tres rutinas se efectúan en el orden mencionado y se lleva a cabo en la subrutina *dtstep.f*.

El desarrollo realizado mantiene la integridad del programa de simulación en lo sustancial, sólo fue modificada la subrutina *dtstep.f* para introducir la sentencia que llama a los programas de comunicación entre los procesos, esto permite que independientemente de si se utilizan o no los despliegues en el simulador, el código sea capaz de ser ejecutado en su forma estándar si así lo desea el usuario.

Capítulo II

MODELO DEL REACTOR DE LA CNLV

Para simplificar la descripción del desarrollo se analizan por separado las cuatro áreas fundamentales de los reactores; la hidrodinámica, las estructuras de calor, la cinética y los componentes de control. Por otra parte, en este desarrollo no se pretende explicar los modelos matemáticos que gobiernan las leyes físicas de los sistemas del reactor, así como tampoco la programación de los sistemas de ecuaciones derivados de los análisis matemáticos. El conjunto de manuales del programa RELAP5/SCDAP es una buena referencia para el lector interesado en investigar sobre estos aspectos. El desarrollo se concreta en estudiar los sistemas del reactor, y a la aplicación de los criterios de simplificación y su adaptación a las especificaciones de dicho programa.

2.1 Modelo Hidrodinámico

La hidrodinámica representa al sistema físico que consiste de las trayectorias de flujo, los volúmenes, las áreas, y las propiedades termodinámicas del fluido. El reactor modelado consta de varios sistemas hidrodinámicos listados a continuación.

1. La vasija del reactor, incluyendo el fondo, pleno inferior, la placa guía soporte inferior, el núcleo, la rejilla guía soporte superior, la salida del núcleo, el pleno superior y los tubos de soporte para los separadores, los separadores, secadores y el domo del reactor. También fue modelado el flujo de descenso a los sistemas de recirculación.
2. Lazos de recirculación, succión del sistema de recirculación, bomba de recirculación, descarga del sistema de recirculación y bombas de chorro.
3. Finalmente el sistema de la línea de vapor, el cual comprende la parte del sistema de vapor principal hasta las válvulas de corte de las tuberías de vapor y las líneas de flujo de derivación de la turbina.

El análisis de los procesos de flujo comienza con la elección de una región espacial denominada *volumen de control*. La frontera o límite del volumen de control puede ser en parte una barrera física bien definida, ó puede ser en su totalidad una envoltura imaginaria. La definición de la frontera, o *superficie de control*, es el primer paso importante en el análisis de cualquier sistema abierto. En este trabajo, el volumen de control tendrá forma y tamaño constantes y su posición con respecto al observador será constante también. El balance de energía del volumen de control necesita datos no sólo de las interacciones de calor y de trabajo dentro del volumen, sino también de un recuento de la energía transportada hacia adentro o hacia afuera del volumen de control por la masa que cruza la superficie de control. Tal recuento de la energía exige conocer el estado de la materia que pasa por la superficie de control [8]. El modelo hidrodinámico del código RELAP5 es unidimensional, transitorio, con flujo en dos fases, una mezcla de agua-vapor, el cual puede contener componentes no-condensables en la fase de vapor y/o un componente soluble en la fase líquida.

El código RELAP5 resuelve ocho ecuaciones de campo para ocho variables dependientes primarias. Estas variables son presión (P), energía interna específica para cada fase (U_g , U_f), fracción de vacío (α), velocidades de fase (v_g , v_f), calidad de los no-condensables (X_n) y densidad de boro (ρ_b). Las variables independientes son tiempo (t) y distancia (x). Las variables dependientes secundarias utilizadas en las ecuaciones densidades de fase (ρ_g , ρ_f), temperaturas de fase (T_g , T_f), temperatura de saturación (T_s) y la fracción de la masa no-condensable para la fase de gas (X_{ni}), para la i -ésima especie de no-condensable.

Las ecuaciones de continuidad para el balance de masa líquido/vapor son las siguientes.

$$\begin{aligned}\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g v_g A) &= \Gamma_g \\ \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f v_f A) &= \Gamma_f\end{aligned}\quad (2.1)$$

En donde:

α es la fracción de vacíos,
 ρ es la densidad,
 A es el área transversal de flujo,
 v es la velocidad de fase,
 Γ es la razón de cambio volumétrica de la masa,
 g y f se utilizan como subíndices para denotar a la fase de vapor y a la fase líquida respectivamente.

Ecuaciones de momento para las fases de líquido y vapor.

$$\begin{aligned}\alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g^2}{\partial x} &= -\alpha_g A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_g \rho_g B_x A - (\alpha_g \rho_g A) FWG(v_g) \\ &+ \Gamma_g A(v_{gl} - v_g) - (\alpha_g \rho_g A) FIG(v_g - v_f) \\ &- C \alpha_g \alpha_f \rho_m A \left[\frac{\partial(v_g - v_f)}{\partial t} + v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} - v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} \right]\end{aligned}\quad (2.2)$$

$$\begin{aligned}\alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f^2}{\partial x} &= -\alpha_f A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_f \rho_f B_x A - (\alpha_f \rho_f A) FWG(v_f) \\ &- \Gamma_g A(v_{fl} - v_f) - (\alpha_f \rho_f A) FIG(v_f - v_g) \\ &- C \alpha_f \alpha_g \rho_m A \left[\frac{\partial(v_f - v_g)}{\partial t} + v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} - v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} \right]\end{aligned}$$

En donde:

B_x es la fuerza de la gravedad y de bombeo en la dirección del eje x
 FWG y FWF es la parte de la fricción en las paredes
 FIG y FIF es la parte de la fricción entre fases
 C es el coeficiente de masa virtual

Ecuaciones de conservación de energía.

$$\begin{aligned}
 & \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g U_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g U_g v_g A) = -P \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g v_g A) \\
 & + Q_{wg} + Q_{ig} + \Gamma_{ig} h_g^* + \Gamma_w h_g' + DISS_g
 \end{aligned}
 \tag{2.3}$$

$$\begin{aligned}
 & \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f U_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f U_f v_f A) = -P \frac{\partial \alpha_f}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f v_f A) \\
 & + Q_{wf} + Q_{if} + \Gamma_{ig} h_f^* + \Gamma_w h_f' + DISS_f
 \end{aligned}$$

En donde:

U es la energía interna específica
h es la entalpía
Q es la transferencia de calor de las paredes (W/m³)
DISS función de disipación de energía (W/m³)

No condensables en la fase de gas.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g X_n) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g X_n v_g A) = 0$$

donde

(2.4)

$$X_n = \frac{\sum_{i=1}^N M_{ni}}{\sum_{i=1}^N M_{ni} + M_s} = \frac{M_n}{M_n + M_s}$$

X_n es la fracción total de la masa de no condensable en el vapor
M_i es la masa del i-ésimo gas no condensable
M_s es la masa del vapor en la fase de gas

Para cada especie no condensable, la ecuación de conservación de masa es

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g X_n X_{ni}) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g X_n X_{ni} v_g A) = 0$$

donde : (2.5)

$$X_{ni} = \frac{M_{ni}}{\sum_{i=1}^N M_{ni}} = \frac{M_{ni}}{M_n}$$

Concentración de boro en el campo líquido

$$\frac{\partial \rho_b}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial (\alpha_f \rho_f C_b v_f A)}{\partial x} = 0$$

donde : (2.6)

$$C_b = \frac{\rho_b}{\rho_m(1-X)} = \frac{\rho_b}{\alpha_f \rho_f}$$

C_b es la concentración del sólido disuelto en unidades de masa por unidad de masa de fase líquida.

2.1.1 Construcción del modelo de la vasija del reactor

La vasija del reactor de la CNLV, conjuntamente con sus componentes internos, constituye una parte esencial del ciclo agua-vapor de la central debido a que contiene y soporta al núcleo; además es donde se lleva a cabo la reacción nuclear controlada, para poder realizar la conversión de energía nuclear en térmica. Este conjunto es el enlace entre los diferentes sistemas de la central y constituye parte de lo que se considera el Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (*NSSS, Nuclear Steam Supply System*, por sus siglas en inglés). La Figura 2.1 esquematiza la distribución de flujo en la vasija del reactor.

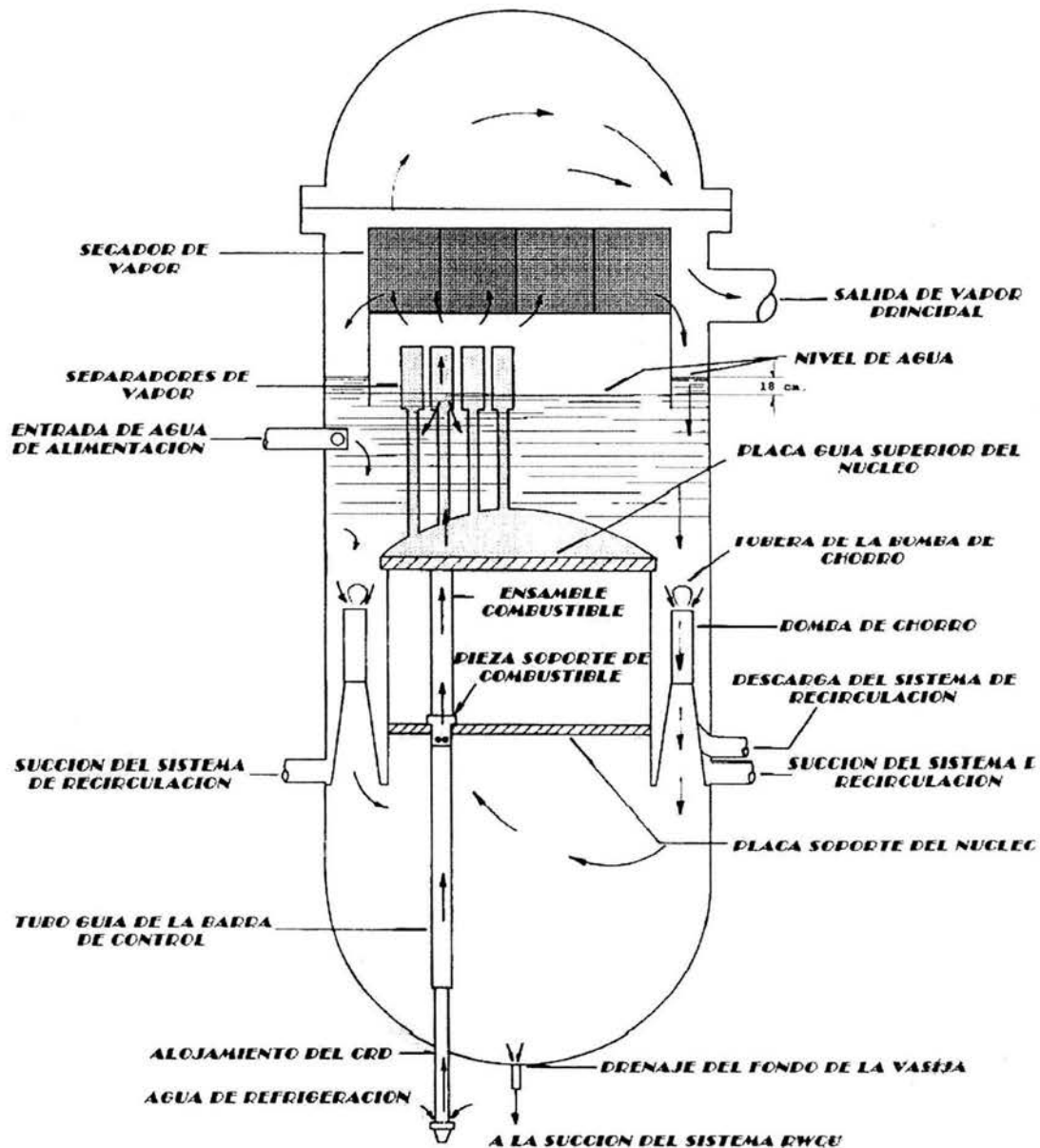


Figura 2.1 Distribución de flujo en la vasija del reactor de la CNLV. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)

Las superficies de control se hicieron con una clara marcación de las fronteras físicas o imaginarias de los volúmenes de control, tomando en cuenta los lineamientos requeridos en los manuales de usuario del programa RELAP5. La configuración de volúmenes del presente modelo quedó establecida como lo muestra la Figura 2.2.

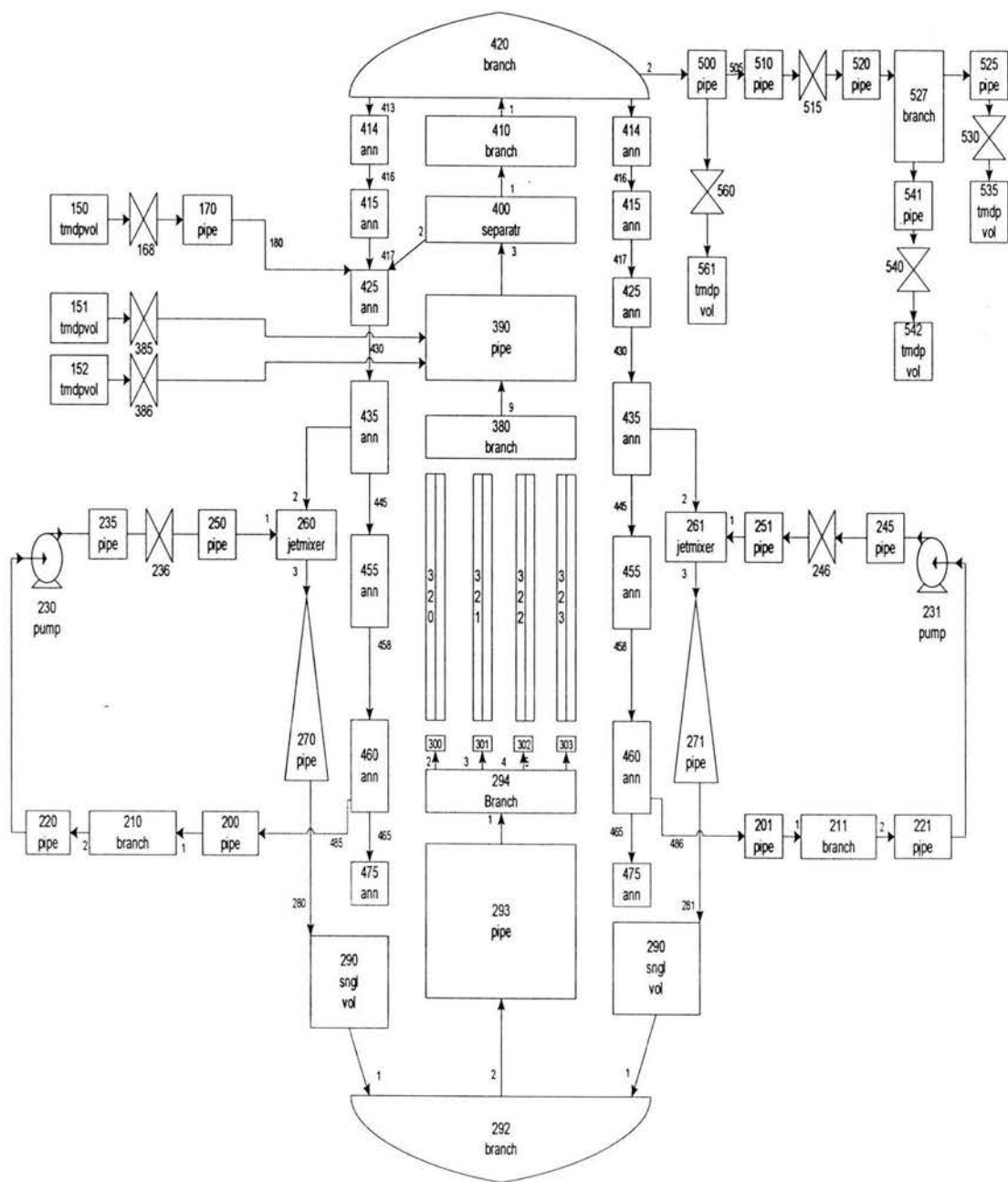


Figura 2.2. Diagrama de nodalización del modelo para la CNLV.

2.1.1.1 Fondo de la Vasija

El sistema hidrodinámico del fondo de la vasija lo conforman los volúmenes 290, 292, 293 y 294. Las fronteras del sistema son, por un lado la salida de las 20 secciones difusoras que provienen de las 20 bombas de chorro, y por el otro lado, la salida que va hacia la placa soporte inferior de la vasija. La Figura 2.3 muestra el diagrama para el fondo de la vasija.

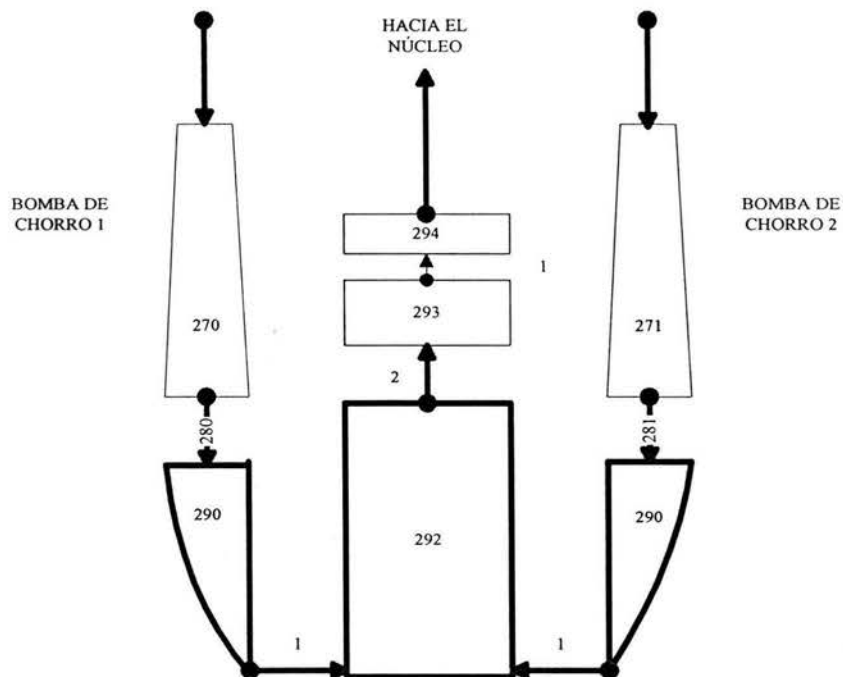


Figura 2.3. Diagrama de nodalización del fondo de la vasija de la CNLV.

El flujo másico que recibe el volumen 290 (*Single-Volume*) es el flujo de descarga de los lazos de recirculación y es el mismo para el volumen 292 (*branch*), 293 (*Pipe*) y 294 (*branch*). La superficie de control que comprende el fondo de la vasija está bien limitada en sus fronteras; a la entrada por el fluido que proviene desde las bombas de chorro (salida del volumen 270) hasta que llega a la placa soporte inferior de la vasija. Las propiedades termodinámicas del fluido que cruza la superficie de control son las mismas propiedades de las bombas de chorro y permanecen prácticamente sin cambios considerables en esta región.

El volumen total del fondo de la vasija no es el volumen que ocupa el fluido, la razón de este hecho es por que dentro de la vasija existe un gran número de tubos, como los tubos guía de las barras de control o los tubos de los sistemas de instrumentación. No obstante se cuenta, de los datos del fabricante, con los valores efectivos de volumen para el fluido. Por lo tanto teniendo estos valores de volúmenes y las longitudes de la vasija, podemos calcular un área equivalente por donde pasa el fluido. También se conocen las propiedades termodinámicas del fluido en esta región del reactor, (Presión, temperatura, densidad etc.).

En las Tabla 2.1 y 2.2 se dan los valores para las dimensiones y propiedades termodinámicas requeridos en el archivo del modelo de la CNLV para los volúmenes del fondo de la vasija. El volumen es el producto del área por la longitud.

Tabla 2.1. Dimensiones y propiedades termodinámicas del fondo de la vasija

No. Volumen	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	Energía interna específica del líquido (MJ/Kg)	Energía interna específica del vapor (MJ/Kg)	Fracción de vacío (α)
290	4.05	2.71	7.29	1.2157	2.579	0.0
292	9.05	1.57	7.29	1.2157	2.579	0.0
293	10.9	2.92	7.28	1.2157	2.579	0.0
294	11.8	0.508	7.27	1.2157	2.579	0.0

La Tabla 2.2 muestra los valores de las uniones entre volúmenes en cuanto a flujo másico, área, densidad y caída de presión.

Tabla 2.2. Características de las uniones entre los volúmenes del fondo de la vasija

Unión	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Densidad ρ (Kg/m ³)	ΔP (MPa)
290-292	7749.16	4.05	755.76	0.0
292-293	7749.16	9.05	755.76	0.01
293-294	7749.16	10.9	755.76	0.01

2.1.1.2 Modelo de la placa soporte inferior de la vasija

La manera en la que fue modelada la placa soporte del núcleo y las piezas soporte de los ensambles de combustible, merece ser explicada con detalle por la cantidad de trayectorias de fuga que presenta en los diferentes componentes de la misma. La Figura 2.4, muestra las trayectorias de fuga típicas en los reactores *BWR* 's en la placa soporte y las piezas soporte de los ensambles de combustible, clasificadas por región.

Todas estas trayectorias fueron agrupadas dependiendo de su localización y caída de presión para representar un gasto másico equivalente de flujo de derivación para cada ensamble de combustible modelado. El flujo de las barras de agua dentro de los ensambles no fue modelado, se sumó al flujo equivalente de derivación. El flujo del canal activo fue dividido para representar el equivalente de cada ensamble de combustible simulado. No se modeló el volumen para el flujo másico del *CRD* (*Control Rod Drive*), este flujo fue sumado al gasto másico que proviene del fondo de la vasija.

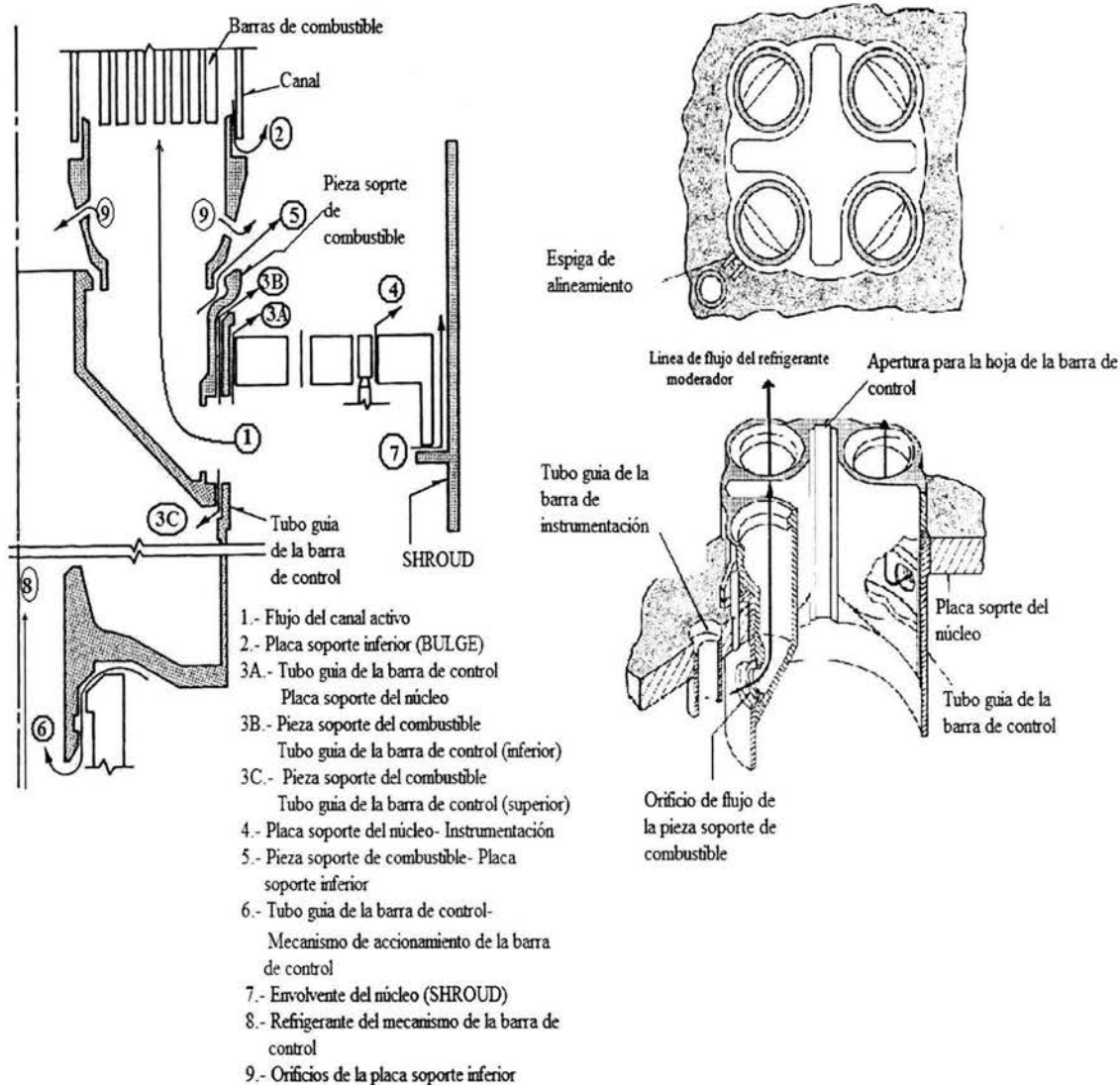


Figura 2.4 Esquemático de las trayectorias de fuga típicas de un BWR, en la placa soporte inferior de la vasija y pieza soporte de combustible [9].

Tomando como referencia datos de diseño en base a la recarga número nueve de la unidad I, con el reactor operando a una potencia de 2027 MWt, los 444 ensambles de combustible existentes se distribuyen en 6 tipos de ensamble configurados de la siguiente manera.

- 1 ensamble denominado G9B35 HOTCEN
- 95 ensambles denominados G9B35 AVGCEN
- 0 ensambles denominados G9B35 AVGPEN
- 1 ensamble denominado P8X8R HOTCEN
- 279 ensambles denominados P8X8R AVGCEN
- 68 ensambles denominados P8X8R AVGPEN

Esta configuración del núcleo fue diseñada en base a que en las condiciones de operación del núcleo se llevan a cabo una gran variedad de fenómenos neutrónicos y termohidráulicos, que aunados a las diferencias de enriquecimientos, contenidos de gadolinio del combustible inicial y a la influencia en los flujos neutrónicos que causan los diferentes patrones de barras de control, dan como resultado una gran variedad en los valores de las potencias generadas en diferentes regiones del núcleo (en cada ensamble y varilla de combustible).

Se debe asegurar que ninguna de las varillas de combustible (en ningún punto a lo largo de la columna de UO_2 cerámico), exceda las condiciones para las que fue diseñada, con el objeto de mantener a salvo la primera barrera contra la liberación de productos de fisión.

Los ensambles denominados como P8X8R contienen 62 varillas de combustible y 2 varillas de agua, mientras que los ensambles denominados G9B35 contienen 60 varillas de combustible y un tubo central de agua que ocupa el espacio de cuatro varillas de combustible. Los términos HOTCEN, AVGCEN y AVGPEN se refieren a la posición que ocupan dentro del núcleo como lo muestra la Figura 2.20.

La representación de los 444 ensambles de combustible de la planta se simplificó a sólo 4 ensambles de combustible equivalentes dentro de RELAP5 clasificados por tipo, esto es, 280 ensambles reales del tipo denominado como P8X8R AVGCEN, 68 del tipo P8X8R AVGPEN, 95 del tipo G9B35 AVGCEN, y finalmente 1 del tipo G9B35 HOTCEN.

El criterio de simplificación para los ensambles de combustible requirió adecuar las trayectorias de flujo de la placa soporte y de las piezas soporte de los ensambles de combustible. Un flujo equivalente para el canal de derivación y otro equivalente para el canal activo en cada ensamble modelado. Por ejemplo, la simplificación de los 280 ensambles del tipo P8X8R AVGCEN a un ensamble del mismo tipo tiene la suma de los 280 flujos de refrigerante y 280 de derivación, así como la suma de 280 áreas equivalentes por donde pasa el flujo. Lo mismo aplica para los otros tipos de combustible. La caída de presión de las trayectorias de fuga, así como las trayectorias de los canales activos es igual en cada uno de los ensambles del mismo tipo, por lo que la caída de presión del ensamble equivalente no varía con referencia a un solo ensamble. El diagrama a bloques de la nodalización de la placa junto con las piezas soporte se muestra en la Figura 2.5. En esta figura se representan en rojo las trayectorias del canal activo y en azul las trayectorias del canal de derivación. También fueron modeladas las trayectorias de flujo de cruce entre en el pleno inferior de los canales activos y el pleno inferior de los canales de derivación, además las trayectorias de flujo de cruce entre los canales de derivación (las líneas de la Figura 2.6 etiquetadas con MP), aunque entre estos canales de derivación por simplicidad el valor de flujo másico de los flujos de cruce se toma como cero para el estado estacionario propuesto.

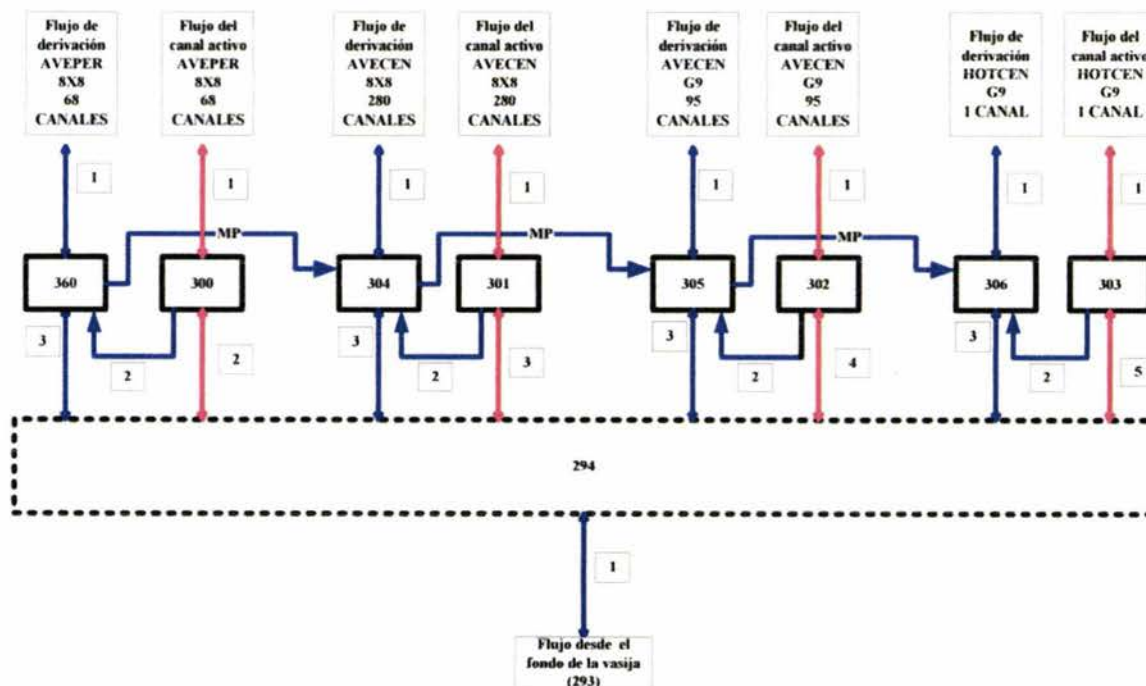


Figura 2.5. Diagrama de nodalización de la placa soporte inferior y las piezas soporte de los ensambles de combustible.

Los volúmenes 360, 300, 304, 301, 305, 302, 306 y 303 son las regiones comprendidas entre la placa soporte del núcleo y el inicio del combustible activo. Las trayectorias 1, 2 y 3 de los volúmenes 300, 301, 302 y 303 (mostradas en la Figura 2.5), corresponden a las trayectorias 1 a 9 (mostradas en la Figura 2.4), de la siguiente manera. Las trayectorias etiquetadas con el número 1 en la Figura 2.5 representan a la trayectoria del orificio de flujo de la pieza soporte de combustible (canal activo), mostrada en la Figura 2.4, también etiquetada con el número 1. Este flujo representa la trayectoria desde el fondo de la vasija hacia el canal activo del refrigerante. Las trayectorias etiquetadas con el número 2 en la Figura 2.5 equivalen a la suma de las trayectorias 2, 5 y 9 de la Figura 2.4. Estas trayectorias representan al flujo existente desde la placa soporte inferior (BULGE) hacia el flujo de derivación.

Finalmente la trayectoria de flujo etiquetada con el número 3 en la Figura 2.5, equivale a la suma de las trayectorias 3A, 3B, 3C, 4, 6, 7 y 8 de la Figura 2.4. Este flujo se simplifica para el modelo a una sola trayectoria desde el fondo de la vasija hacia el canal de derivación.

A este último flujo (número 3) se le sumó el flujo de las barras de agua de los ensambles de combustible para obtener el balance de masa del refrigerante en el núcleo del reactor.

La Tabla 2.3 resume los valores iniciales de las dimensiones y las propiedades termodinámicas de dichos volúmenes. En la Tabla 2.4 se dan los valores que caracterizan a las uniones conectadas a los volúmenes del pleno inferior.

Tabla 2.3. Dimensiones y propiedades termodinámicas de los volúmenes que representan la entrada de los canales activos y de derivación

No. Volumen	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de vacío (α)
Entrada al canal de derivación						
360	0.2821	0.134	7.145	1.216	2.58	0.0
304	1.1615	0.134	7.145	1.216	2.58	0.0
305	0.3941	0.134	7.145	1.216	2.58	0.0
306	0.0041	0.134	7.145	1.216	2.58	0.0
Entrada al canal activo						
300	0.5839	0.134	7.16	1.216	2.58	0.0
301	2.4042	0.134	7.214	1.216	2.58	0.0
302	0.8157	0.134	7.216	1.216	2.58	0.0
303	0.0086	0.134	7.226	1.216	2.58	0.0

Tabla 2.4. Características de las uniones de los volúmenes del pleno inferior

Unión	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Densidad ρ (Kg/m ³)	ΔP (MPa)
Canal de derivación				
294-360	43.33	0.4387	755.76	0.129
294-304	178.42	1.8	755.76	0.129
294-305	60.54	0.6129	755.76	0.129
294-306	0.64	0.0065	755.76	0.129
360-370	139.16	0.2821	755.76	0.0
304-324	606.44	1.1615	755.76	0.0
305-325	239.03	0.3941	755.76	0.0
306-326	2.55	0.0041	755.76	0.0
360-300	95.47	0.4387	755.76	0.0213
304-301	426.51	1.8064	755.76	0.0880
305-302	177.98	0.6129	755.76	0.0887
306-303	1.91	0.0065	755.76	0.0952
Canal Activo				
294-300	692.48	0.5839	755.76	0.1078
294-301	5055.92	2.4	755.76	0.0412
294-302	1701.76	0.8157	755.76	0.0404
294-303	16.08	0.0086	755.76	0.0339
300-320	597.014	0.5839	755.76	0.0046
301-321	4629.41	2.4	755.76	0.0165
302-322	1523.77	0.8157	755.76	0.0162
303-323	14.17	0.0086	755.76	0.0130

2.1.1.3 Núcleo del reactor

La Figura 2.6 muestra el isométrico de un ensamble combustible y un listado de las partes que lo conforman.



Figura 2.6. Isométrico de un ensamble de combustible y módulo de la barra de control. (BWR, GE Nuclear Energy)

En la Figura 2.7 pueden apreciarse los canales activos en color rojo y los canales de derivación en azul. Cada canal está modelado por un tubo (*pipe*), dividido en 14 nodos. Los nodos 1 al 13 representan la longitud activa total del núcleo. De éstos, los primeros 7 nodos son un tercio de longitud menor a los 6 restantes. El último nodo tiene una longitud diferente de la de los demás. Los primeros nodos son más pequeños que los últimos por que el fluido a la entrada del núcleo tiene una velocidad menor que a la salida, por lo que es necesario un volumen de control con dimensiones que permitan su análisis y que no presenten problemas como la disminución excesiva del paso de integración por

exceder el límite de Courant. Otro aspecto importante en la construcción del núcleo está relacionado con los espaciadores. Como se sabe, la función de los espaciadores es la de evitar que las barras de combustible tengan movimiento por la turbulencia que crea el refrigerante al pasar a través de las barras y promover la transferencia de calor hacia el refrigerante. Inicialmente se utilizaron los valores proporcionados por el fabricante para el coeficiente de pérdida de los espaciadores. Sin embargo, los modelos de RELAP5/SCDAP con estos coeficientes de pérdida subpredicen la caída de presión en el núcleo. Para incrementar la caída de presión al valor de diseño, se escalaron los valores del coeficiente de pérdida de los espaciadores. El valor de caída de presión en el núcleo considerando espaciadores y la pérdida por la placa soporte es de 23.16 lb/in².

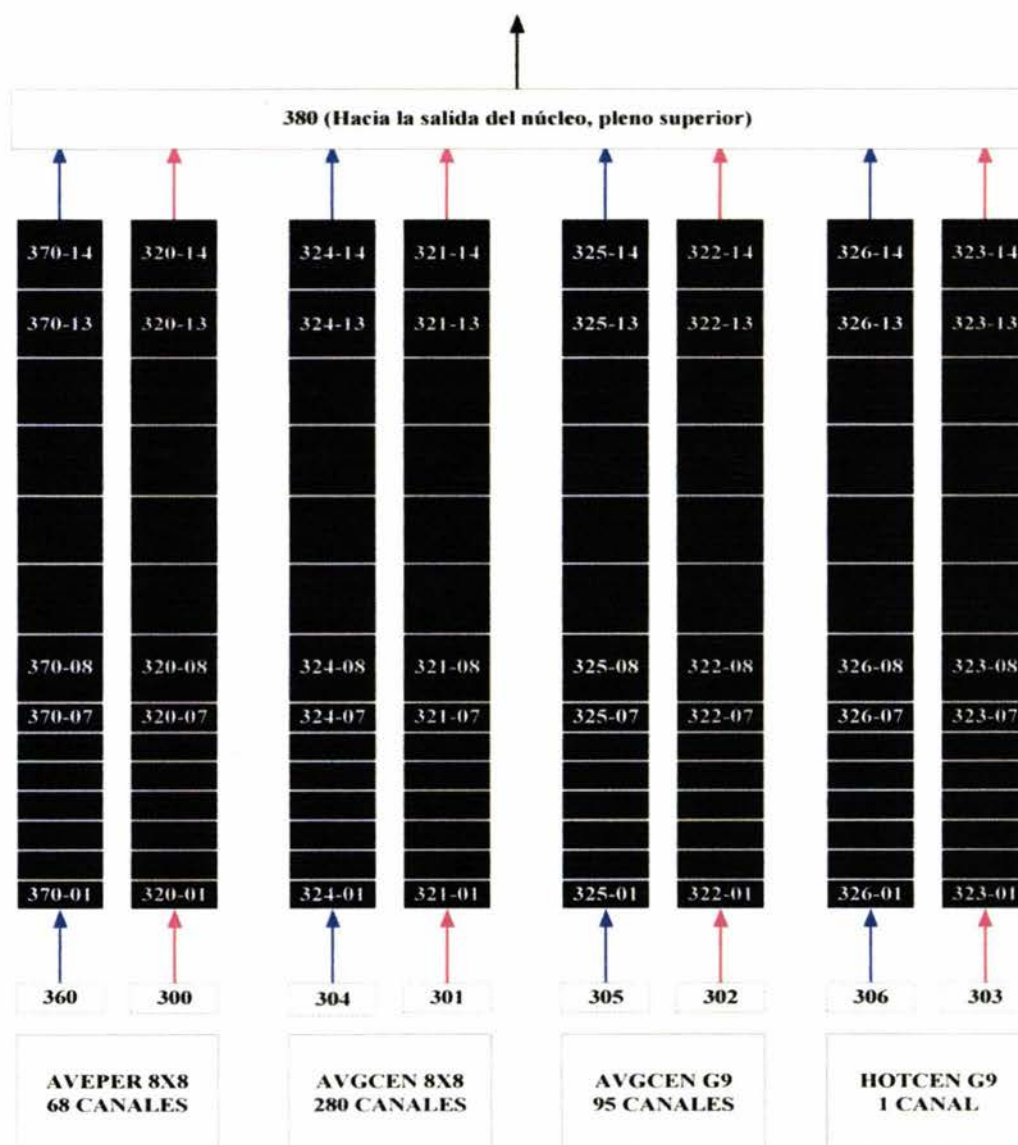


Figura 2.7. Nodalización del núcleo.

La Tabla 2.5 contiene datos de las dimensiones y propiedades termodinámicas de los volúmenes del núcleo.

Tabla 2.5 Datos de flujo, dimensiones y propiedades termodinámicas de los canales que conforman al núcleo

Pipe/nodo	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de Vacío (α)
370 (Canales de derivación)							
1	139.16	0.3212	0.152	7.1436	1.21589	2.5781	0.00
2	139.16	0.3212	0.152	7.1423	1.21610	2.5781	0.00
3	139.16	0.3212	0.152	7.1411	1.21701	2.5782	0.00
4	139.16	0.3212	0.152	7.1398	1.21838	2.5782	0.00
5	139.16	0.3212	0.152	7.1385	1.22022	2.5782	0.00
6	139.16	0.3212	0.152	7.1373	1.22210	2.5783	0.00
7	139.16	0.3212	0.152	7.1360	1.22460	2.5783	0.00
8	139.16	0.3212	0.457	7.1322	1.22994	2.5784	0.00
9	139.16	0.3212	0.457	7.1284	1.23806	2.5785	0.00
10	139.16	0.3212	0.457	7.1246	1.24618	2.5786	0.00
11	139.16	0.3212	0.457	7.1208	1.25284	2.5787	0.00
12	139.16	0.3212	0.457	7.1170	1.25779	2.5788	0.00
13	139.16	0.3212	0.457	7.1132	1.26145	2.5789	0.00
14	139.16	0.3212	0.365	7.1132	1.26145	2.5789	0.00
324							
1	606.44	0.0101	0.152	7.1436	1.2253	2.5781	0.00
2	606.44	0.0101	0.152	7.1423	1.2256	2.5781	0.00
3	606.44	0.0101	0.152	7.1411	1.2265	2.5782	0.00
4	606.44	0.0101	0.152	7.1398	1.2279	2.5782	0.00
5	606.44	0.0101	0.152	7.1385	1.2298	2.5782	0.00
6	606.44	0.0101	0.152	7.1373	1.2319	2.5783	0.00
7	606.44	0.0101	0.152	7.1360	1.2342	2.5783	0.00
8	606.44	0.0101	0.457	7.1322	1.2395	2.5784	0.00
9	606.44	0.0101	0.457	7.1284	1.2477	2.5785	0.00
10	606.44	0.0101	0.457	7.1246	1.2558	2.5786	0.00
11	606.44	0.0101	0.457	7.1208	1.2625	2.5787	0.00
12	606.44	0.0101	0.457	7.1170	1.2674	2.5788	0.00
13	606.44	0.0101	0.457	7.1132	1.2711	2.5789	0.00
14	606.44	0.0101	0.365	7.1132	1.2711	2.5789	0.00

Tabla 2.5 Datos de flujo, dimensiones y propiedades termodinámicos de los canales que conforman al núcleo (Cont.)

Pipe/nodo	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de Vacío (α)
325							
1	239.03	0.3941	0.152	7.1436	1.2253	2.5781	0.00
2	239.03	0.3941	0.152	7.1423	1.2256	2.5781	0.00
3	239.03	0.3941	0.152	7.1411	1.2265	2.5782	0.00
4	239.03	0.3941	0.152	7.1398	1.2279	2.5782	0.00
5	239.03	0.3941	0.152	7.1385	1.2298	2.5782	0.00
6	239.03	0.3941	0.152	7.1373	1.2319	2.5783	0.00
7	239.03	0.3941	0.152	7.1360	1.2342	2.5783	0.00
8	239.03	0.3941	0.457	7.1322	1.2395	2.5784	0.00
9	239.03	0.3941	0.457	7.1284	1.2477	2.5785	0.00
10	239.03	0.3941	0.457	7.1246	1.2558	2.5786	0.00
11	239.03	0.3941	0.457	7.1208	1.2625	2.5787	0.00
12	239.03	0.3941	0.457	7.1170	1.2674	2.5788	0.00
13	239.03	0.3941	0.457	7.1132	1.2711	2.5789	0.00
14	239.03	0.3941	0.365	7.1132	1.2711	2.5789	0.00
326							
1	2.55	0.0041	0.152	7.1436	1.2253	2.5781	0.00
2	2.55	0.0041	0.152	7.1423	1.2256	2.5781	0.00
3	2.55	0.0041	0.152	7.1411	1.2265	2.5782	0.00
4	2.55	0.0041	0.152	7.1398	1.2279	2.5782	0.00
5	2.55	0.0041	0.152	7.1385	1.2298	2.5782	0.00
6	2.55	0.0041	0.152	7.1373	1.2319	2.5783	0.00
7	2.55	0.0041	0.152	7.1360	1.2342	2.5783	0.00
8	2.55	0.0041	0.457	7.1322	1.2395	2.5784	0.00
9	2.55	0.0041	0.457	7.1284	1.2477	2.5785	0.00
10	2.55	0.0041	0.457	7.1246	1.2558	2.5786	0.00
11	2.55	0.0041	0.457	7.1208	1.2625	2.5787	0.00
12	2.55	0.0041	0.457	7.1170	1.2674	2.5788	0.0023
13	2.55	0.0041	0.457	7.1132	1.2711	2.5789	0.0053
14	2.55	0.0041	0.365	7.1132	1.2711	2.5789	0.0053

Tabla 2.5 Datos de flujo, dimensiones y propiedades termodinámicos de los canales que conforman al núcleo (Cont.)

Pipe/nodo	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de Vacío (α)
320 (canales activos)							
1	597.01	0.6878	0.152	7.1604	1.2159	2.5821	0.00
2	597.01	0.6878	0.152	7.1591	1.2237	2.5822	0.00
3	597.01	0.6878	0.152	7.1578	1.2360	2.5822	0.008
4	597.01	0.6878	0.152	7.1565	1.2511	2.5822	0.047
5	597.01	0.6878	0.152	7.1546	1.2685	2.5823	0.119
6	597.01	0.6878	0.152	7.1533	1.2871	2.5823	0.204
7	597.01	0.6878	0.152	7.1520	1.3068	2.5823	0.289
8	597.01	0.6878	0.457	7.1472	1.3478	2.5780	0.427
9	597.01	0.6878	0.457	7.1420			0.569
10	597.01	0.6878	0.457	7.1363			0.654
11	597.01	0.6878	0.457	7.1303			0.700
12	597.01	0.6878	0.457	7.1240			0.727
13	597.01	0.6878	0.457	7.1175			0.745
14	597.01	0.6878	0.365	7.1144			0.745
321							
1	4629.41	2.8321	0.152	7.2142	1.2158	2.5807	0.00
2	4629.41	2.8321	0.152	7.2126	1.2220	2.5808	0.00
3	4629.41	2.8321	0.152	7.2110	1.2320	2.5808	0.002
4	4629.41	2.8321	0.152	7.2094	1.2440	2.5808	0.023
5	4629.41	2.8321	0.152	7.2058	1.2577	2.5809	0.074
6	4629.41	2.8321	0.152	7.2039	1.2726	2.5810	0.145
7	4629.41	2.8321	0.152	7.2018	1.2884	2.5810	0.224
8	4629.41	2.8321	0.457	7.1923	1.3212	2.5768	0.364
9	4629.41	2.8321	0.457	7.1808			0.517
10	4629.41	2.8321	0.457	7.1677			0.61
11	4629.41	2.8321	0.457	7.1534			0.663
12	4629.41	2.8321	0.457	7.1383			0.695
13	4629.41	2.8321	0.457	7.1226			0.714
14	4629.41	2.8321	0.365	7.1135			0.714

Tabla 2.5 Datos de flujo, dimensiones y propiedades termodinámicas de los canales que conforman al núcleo (Cont.)

Pipe/nodo	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de Vacío (α)
322							
1	1523.77	0.9609	0.152	7.2157	1.2158	2.5807	0.00
2	1523.77	0.9609	0.152	7.2142	1.2220	2.5807	0.00
3	1523.77	0.9609	0.152	7.2127	1.2322	2.5808	0.002
4	1523.77	0.9609	0.152	7.2110	1.2445	2.5808	0.025
5	1523.77	0.9609	0.152	7.2069	1.2589	2.5809	0.079
6	1523.77	0.9609	0.152	7.2050	1.2742	2.5810	0.153
7	1523.77	0.9609	0.152	7.2029	1.2902	2.5810	0.234
8	1523.77	0.9609	0.457	7.1929	1.3210	2.5768	0.375
9	1523.77	0.9609	0.457	7.1807			0.527
10	1523.77	0.9609	0.457	7.1667			0.619
11	1523.77	0.9609	0.457	7.1511			0.672
12	1523.77	0.9609	0.457	7.1347			0.703
13	1523.77	0.9609	0.457	7.1177			0.72
14	1523.77	0.9609	0.365	7.1133			0.72
323							
1	14.17	0.0101	0.152	7.2263	1.2158	2.5804	0.00
2	14.17	0.0101	0.152	7.2249	1.2253	2.5804	0.00
3	14.17	0.0101	0.152	7.2234	1.2403	2.5805	0.022
4	14.17	0.0101	0.152	7.2217	1.2591	2.5805	0.09
5	14.17	0.0101	0.152	7.2178	1.2805	2.5806	0.191
6	14.17	0.0101	0.152	7.2157	1.3037	2.5807	0.296
7	14.17	0.0101	0.152	7.2135	1.3279	2.5807	0.391
8	14.17	0.0101	0.457	7.2029			0.529
9	14.17	0.0101	0.457	7.1896			0.662
10	14.17	0.0101	0.457	7.1739			0.738
11	14.17	0.0101	0.457	7.1567			0.782
12	14.17	0.0101	0.457	7.1384			0.809
13	14.17	0.0101	0.457	7.1193			0.822
14	14.17	0.0101	0.365	7.1142			0.822

Los datos presentados en las tablas, dan un mejor entendimiento de los fenómenos físicos involucrados. Por ejemplo, en la Tabla 2.5 podemos apreciar claramente la diferencia entre los canales de derivación y los canales de flujo activo, esto es por los valores mostrados de la fracción de vacíos. También en los valores de gasto másico de los canales activos, puede apreciarse un gasto mayor en el canal 321 por la simplificación de los 280 canales del tipo denominado AVGCEM 8X8 comparado con el canal denominado HOTCEM G9 simplificado a uno en RELAP5/SCDAP.

2.1.1.4 Salida del núcleo, pleno superior y domo de la vasija

Esta región de control está conformada por la salida del núcleo entrando a los separadores por los tubos verticales de los separadores, los separadores, secadores y el domo de la vasija. La Figura 2.8 muestra un diagrama esquemático de la envolvente del núcleo, los tubos verticales de los separadores y los separadores. También muestra el detalle de las trayectorias de flujo dentro de un separador. Como puede apreciarse en la figura, esta región de tubos verticales y separadores, presenta una compleja red de trayectorias. RELAP5 permite modelar a los separadores como un elemento genérico lo cual facilita la tarea de simplificación en cuanto a las trayectorias de flujo.

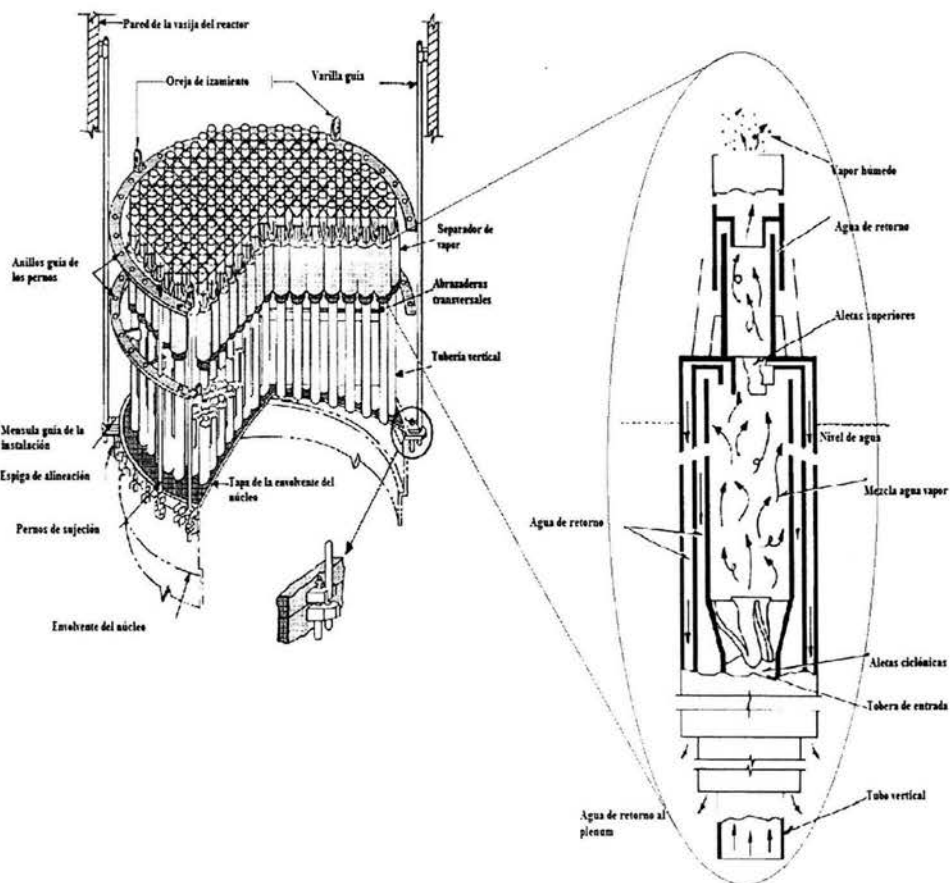


Figura 2.8. Diagrama esquemático y detalle de los separadores de vapor con las trayectorias de flujo. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)

En esta región de la vasija están presentes dos elementos que requieren un análisis por separado por la complejidad de su función dentro de la misma; los separadores y los secadores de vapor. Los separadores realizan la separación inicial (y casi total) de líquido y vapor, aumentando la calidad de vapor desde aproximadamente el 13 % a la salida del núcleo hasta mas del 90 % a la salida del separador. Si bien es cierto que el reactor de la CNLV tiene 129 separadores, en este modelo se construye un solo separador equivalente a los totales (opción simple del separador). Por otra parte se considera que en el separador se obtiene una calidad de vapor del 100 %, es decir que la separación es completa.

Por su parte la Figura 2.9 muestra un diagrama esquemático parcial de los secadores de vapor donde la salida de vapor de los secadores pasa por el domo de la vasija y se canaliza hacia la salida de vapor principal del reactor. Al igual que los separadores de vapor, RELAP5, permite modelar a los secadores como componentes genéricos, ayudando a simplificar el proceso de construcción del modelo. Los volúmenes construidos para representar estos elementos son el 380, 390, 400, 410 y 420. (Ver Figura 2.10)

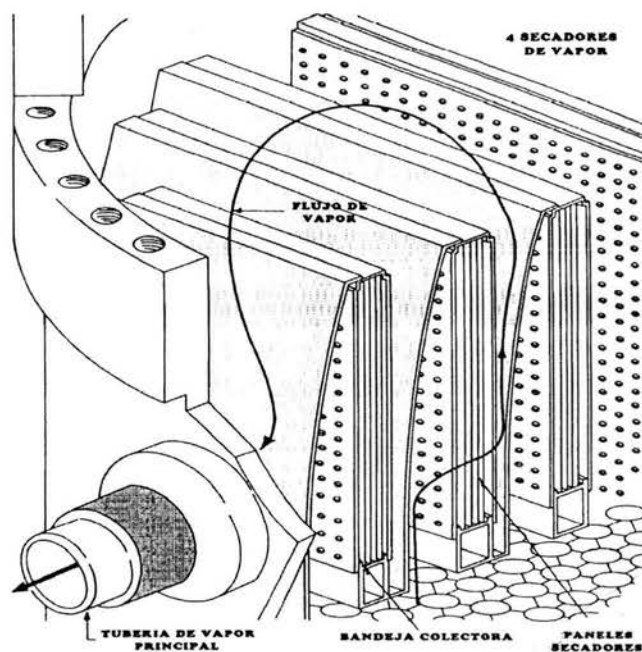
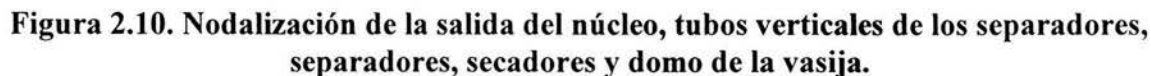


Figura 2.9. Secadores de vapor. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)



39

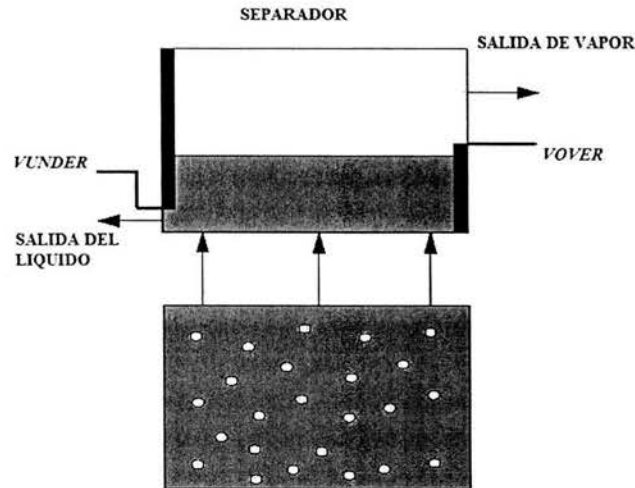


Figura 2.11. Simplificación de la región de los separadores de vapor.

Siguiendo un criterio de simplificación similar al utilizado en la región de los separadores de vapor, la región de los secadores de vapor se modeló como un único volumen tipo *Branch*, el cual cuenta con una unión hacia el domo del reactor y otra unión para el flujo de entrada del mismo secador. El volumen del domo es el que da el flujo de salida del vapor hacia la línea de vapor principal, mientras que el flujo de descenso no representa flujo másico, ya que se considera que el vapor que entra de los separadores a los secadores tiene una calidad del 100 %.

La Tabla 2.6 muestra valores numéricos de las variables más representativas para la región descrita.

Tabla 2.6. Datos de las dimensiones, propiedades termodinámicas y del fluido para la región de: salida del núcleo, pleno superior y domo de la vasija

No. Volumen	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U_f (MJ/Kg)	U_g (MJ/Kg)	Fracción de vacío (α)
380	7749.16	14.8	0.795	7.1144	1.2623	2.5789	0.4802
390 (PIPE)	7749.16	14.8	0.286	7.1064	1.2582	2.5807	0.7510
	7749.16	2.39	2.15	7.0775	1.2598	2.5812	0.7497
400	14718.49 2370.59	7.1968	2.413	7.0354	1.2597	2.5814	0.5293
410	2363.13	9.6043	3.1179	7.0313	1.2595	2.5814	0.9999
420	2363.13	7.2459	2.5527	7.0327			0.9999

Los valores utilizados en el modelo para el VUNDER y VOVER son valores preestablecidos de RELAP5/SCDAP, esto es 0.15 para el VUNDER y 0.5 para el VOVER.

2.1.1.5 Flujo de descenso hacia el pleno del reactor

El flujo de descenso hacia el pleno está conformado por la región del reactor que circunda los separadores de vapor y la envoltura del núcleo. Esta región se simuló como una serie de anillos (*annulus*) que envuelven a los separadores y al núcleo. La Figura 2.12 muestra la región de descenso al pleno en color azul.

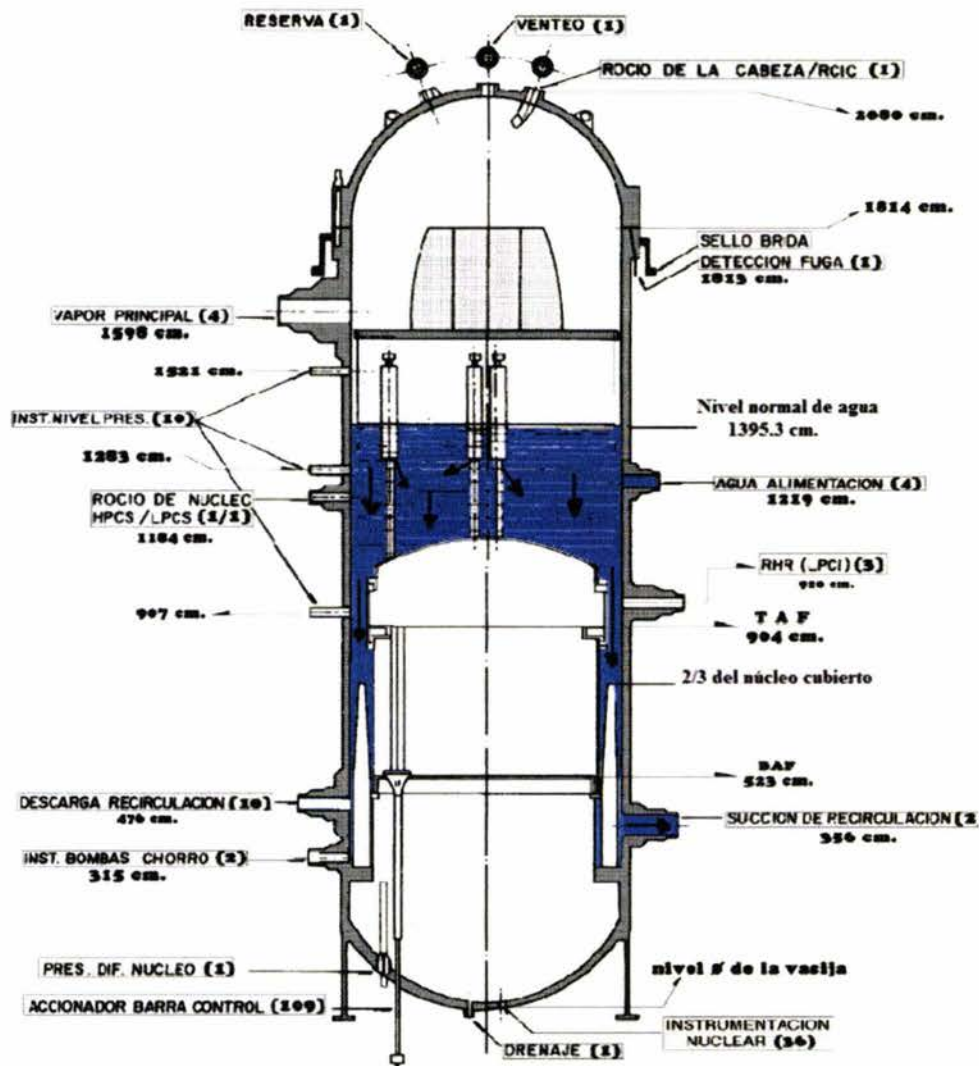


Figura 2.12. Diagrama esquemático de la vasija del reactor. En color azul se muestra la región de descenso al pleno. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)

Al modelar esta región es de extrema importancia conocer los niveles en donde se encuentran ubicadas las diferentes penetraciones de la vasija, la succión de las bombas de chorro, la descarga y succión de los lazos de recirculación, etc. Cuando se simule al reactor en transitorios operacionales, los niveles de agua dentro de la vasija y el núcleo son muy importantes para los criterios de inundabilidad. La Figura 2.13 muestra los volúmenes construidos para esta región (remarcados en negro), con sus respectivas uniones.

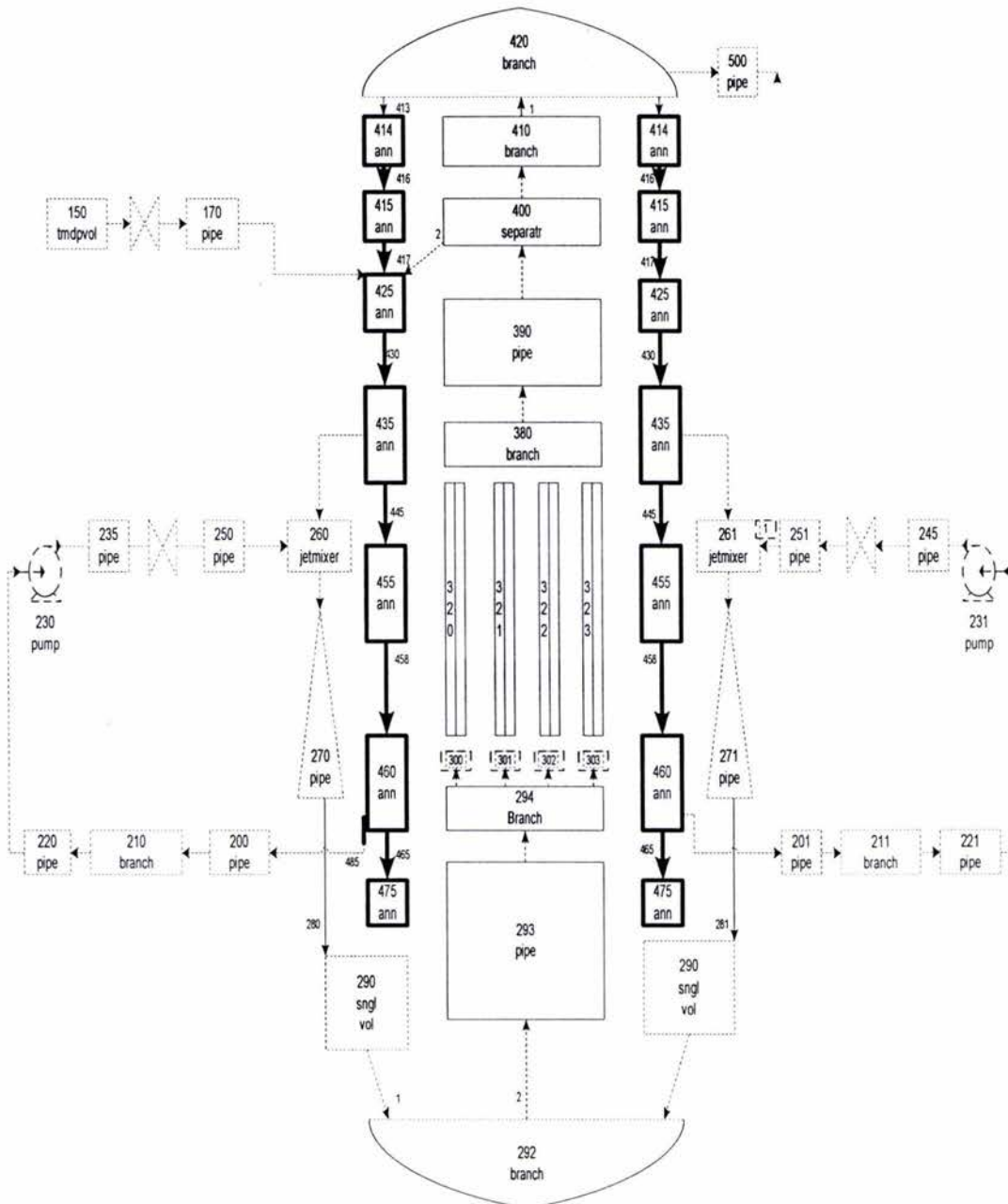


Figura 2.13. Nodalización para el flujo de descenso del reactor.

Esta región que empieza con el volumen 414 y termina con el volumen 475, esta delimitada en su entrada por el flujo proveniente del domo del reactor, pasando por la frontera del nivel normal de la vasija, la entrada del agua de alimentación, la descarga de los separadores, la succión de las bombas de chorro, la succión de los lazos de recirculación y el volumen 475 que es el fluido que se asienta en el fondo del flujo de descenso. La Tabla 2.7 muestra las características y propiedades termodinámicas para los volúmenes del flujo de descenso.

Tabla 2.7. Datos en estado estacionario de las variables más significativas de los volúmenes del flujo de descenso

No. Volumen	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)	Fracción de vacío (α)
414	0.00	6.4758	5.67	7.0300			
415	0.00	14.417	1.06	7.0300			
	0.00	11.396	1.31	7.0400			
425	6676.2	17.856	1.81	7.0500	1.2600	2.5800	0.00
435	7749.1	11.867	0.625	7.0600	1.2000	2.5800	0.00
	7749.1	5.262	1.16	7.0700	1.2000	2.5800	0.00
	7749.1	6.6611	1.37	7.0800	1.2000	2.5800	0.00
455	5186.4	6.4382	2.44	7.0700	1.2000	2.5800	0.00
460	0.00	5.877	1.93	7.0900	1.2000	2.5800	0.00
475	0.00	5.8529	0.604	7.0900	1.2000	2.5800	0.00

2.2. Sistema de Recirculación

El sistema de recirculación proporciona un medio mecánico de bombeo que acelera la circulación del refrigerante a través del núcleo del reactor cuya función principal es la de enfriar el combustible y evacuar el calor producido en él, además de aumentar su densidad de potencia. El sistema consta de dos lazos de recirculación, externos a la vasija, con sus tuberías, válvulas, bombas e instrumentación asociada; así como de un conjunto de veinte bombas de chorro en el interior de la vasija que incrementa la circulación a través del núcleo por convección forzada (Ver Figura 2.14).

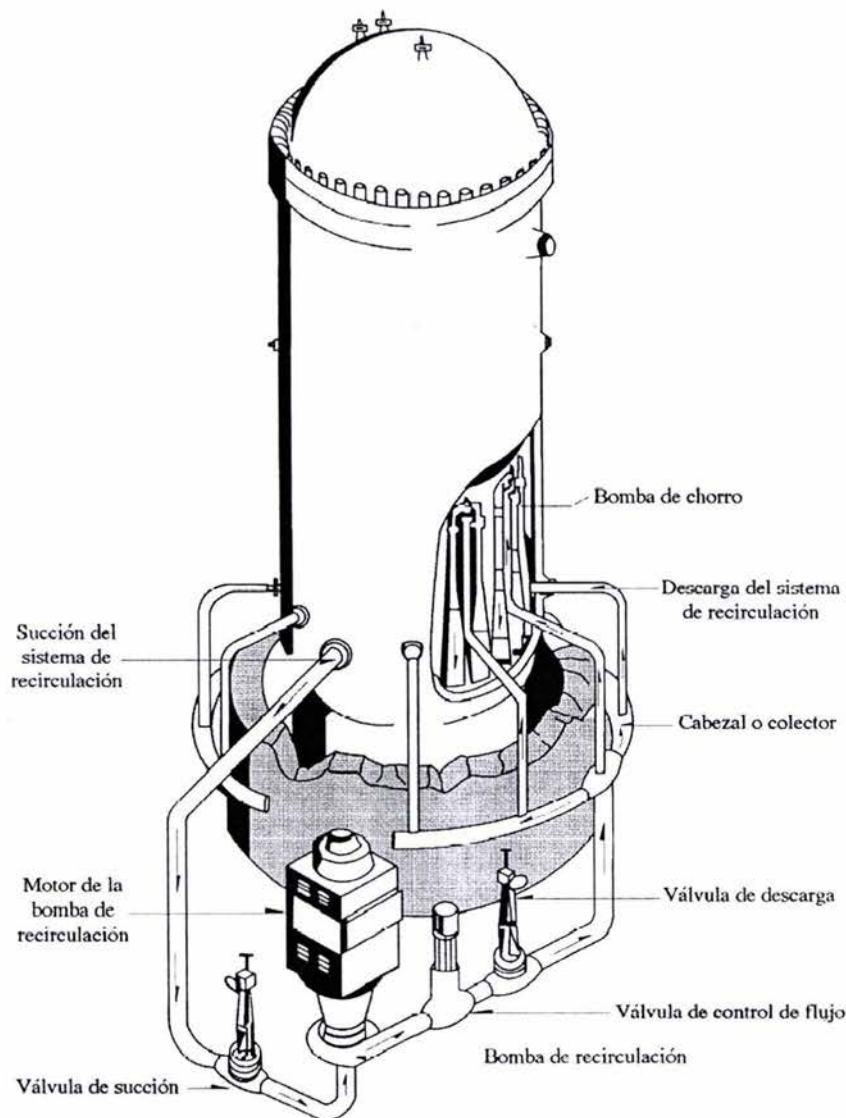


Figura 2.14. Isométrico del sistema de recirculación. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)

Para este sistema fueron modelados dos lazos idénticos nombrados como lazo izquierdo y lazo derecho. En el modelo se utilizaron componentes genéricos de RELAP5 para las bombas de recirculación, las bombas de chorro y válvulas. En la Figura 2.15 se muestra el diagrama de nodalización para el sistema de recirculación.

El lazo izquierdo esta conformado por los volúmenes 200, 210, 220, 235 y 250, una bomba de recirculación 230, una bomba de chorro 270 (equivalente a diez bombas reales con sus respectivos fluidos), una válvula 236, un mezclador 260, y las respectivas uniones. La figura 2.15 muestra estos volúmenes al igual que los volúmenes correspondientes al lazo derecho.

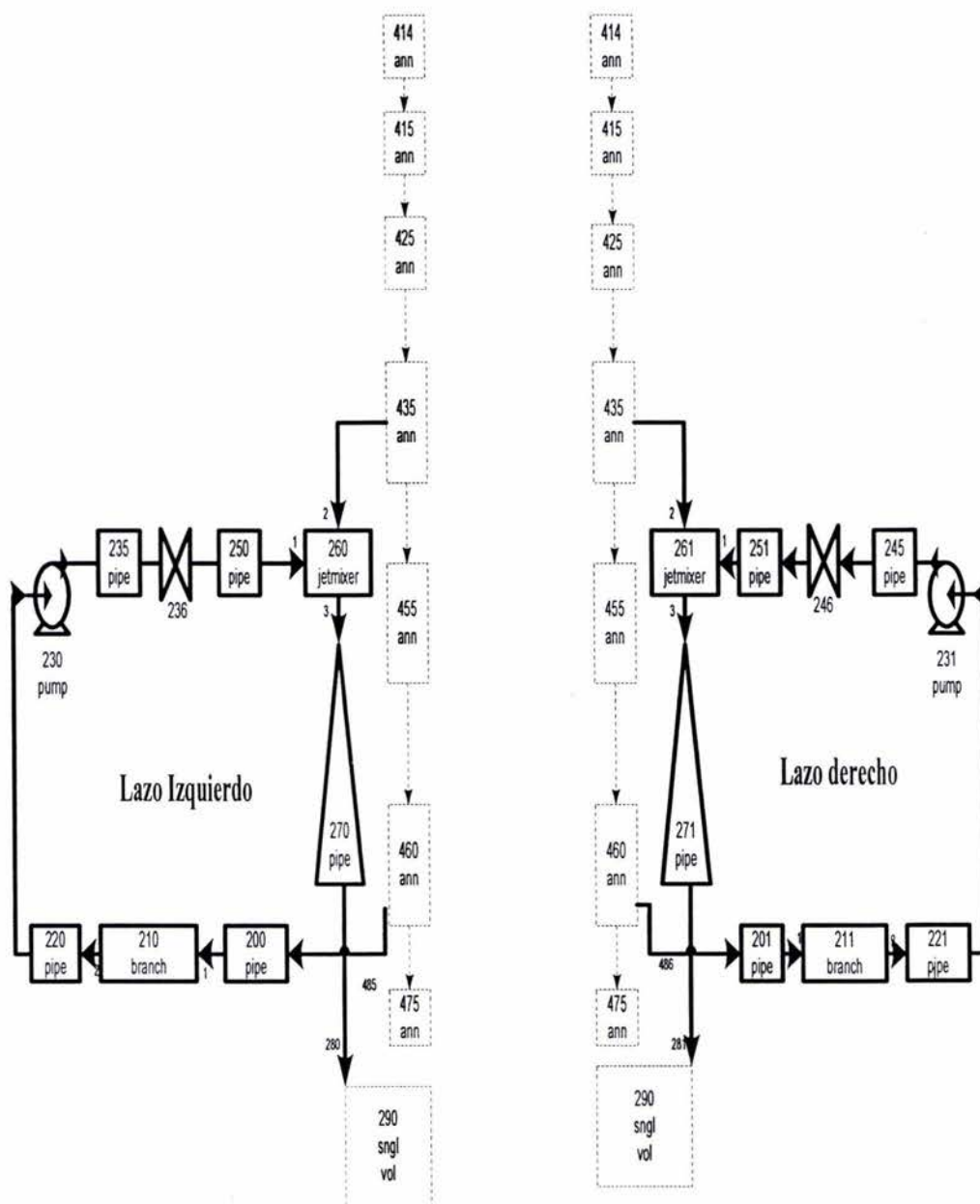


Figura 2.15. Diagrama de Nodalización del sistema de recirculación.

Los parámetros físicos y termodinámicos correspondientes al lazo de recirculación izquierdo se dan en la Tabla 2.8, los cuales son idénticos a los del lazo derecho.

Tabla 2.8. Dimensiones físicas y propiedades termodinámicas de los volúmenes que representan al sistema de recirculación

No. Volumen	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)
200	1281.4	0.1741	4.7371	7.0858	1.2014	
210	1281.4	0.1741	0.6658	7.0372	1.2587	2.5815
220	1281.4	0.1741	10.262	7.0131	1.2581	2.5817
				6.9722	1.2561	2.5821
230	1281.4	0.1684	0.4986	8.7271	1.3385	2.5630
235	1281.4	0.1684	3.4003	8.7271	1.3362	2.5631
236	1281.4	0.1684	Válvula	Válvula	Válvula	Válvula
250	1281.4	0.1684	16.117	8.5192	1.3292	2.5655
				7.6261	1.2880	2.5754
260	1281.4	0.1589	2.0818	6.7936	1.2373	2.5836
	2593.1 3874.5					
270	3874.5	1.2170	2.8864	6.8959	1.2633	2.5827
				7.2876	1.2657	2.5782

2.3 Línea de Vapor

Finalmente en el análisis de los sistemas hidrodinámicos del reactor, está la línea de vapor o sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS), este sistema conduce el vapor desde la vasija del reactor, a través de la contención, hasta la turbina y también existen canales de flujo de derivación para evitar flujos de vapor no controlados y limitar la presión en condiciones anormales de operación y de accidente. El sistema consta de cuatro tuberías de vapor principal que se unen, antes de las válvulas de paro de la turbina principal, en un colector igualador de presión, de donde parte la línea a las válvulas de flujo de derivación de turbina. En el modelo desarrollado, las cuatro líneas se simplificaron a sólo una con sus válvulas y volúmenes de control como sumideros, es decir, alberca de supresión y turbina. (Ver Figura 2.16)

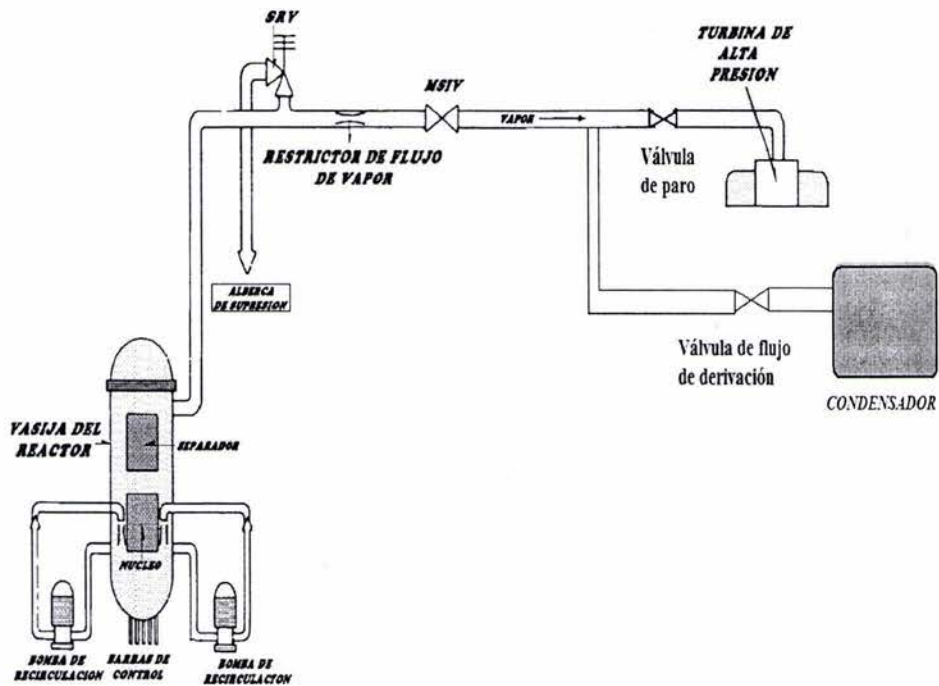


Figura 2.16. Sistema de suministro de vapor nuclear. (Tomada del documento del curso de tecnología de la CLV)

Los volúmenes que modelan este sistema con RELAP5 se muestran en la figura 2.17.

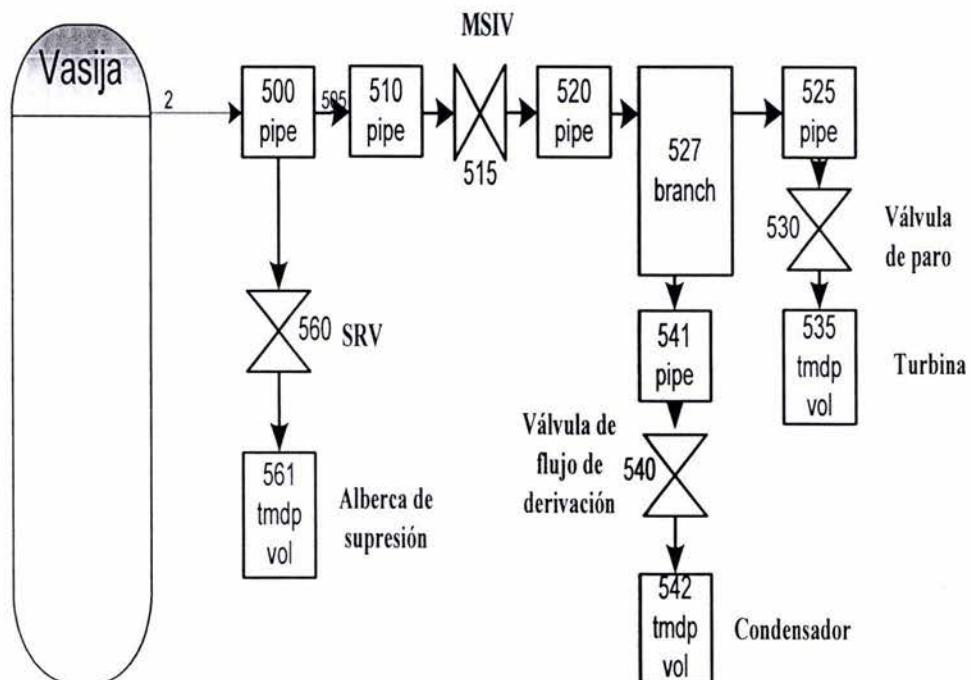


Figura 2.17. Volúmenes de control de la línea de vapor.

La Tabla 2.9, resume los parámetros físicos y termodinámicos empleados.

Tabla 2.9. Dimensiones, propiedades termodinámicas y propiedades de los fluidos de los volúmenes que modelan a la línea de vapor

No. Volumen	Flujo (Kg/s)	Área (m ²)	Longitud (m)	Presión (MPa)	U _f (MJ/Kg)	U _g (MJ/Kg)
500	1096.3	0.8108	11.317	7.005	1.2581	2.5818
510	1096.3	0.8108	11.348	6.7024	1.2430	2.5843
520	1096.3	0.8108	71.655	6.6933	1.2426	2.5844
527	1096.3	0.8108	1.7688	6.6925	1.2426	2.5843
525	1096.3	1.3133	9.4244	6.7056	1.2432	2.5830
541	0.00	0.8108	19.507	6.7183	1.2438	2.5842

2.4 Estructuras de Calor

En RELAP5, las estructuras de calor son usadas para simular los materiales de las paredes de las tuberías, elementos de los calentadores, pastillas de combustible nuclear y superficies de los intercambiadores de calor. Representan las partes sólidas del sistema termo-hidráulico, y la respuesta total del sistema depende del calor que se transfiere entre las estructuras y el fluido. En el presente modelo solamente fueron construidas las estructuras de calor que representan a las barras de combustible nuclear. La Figura 2.18 muestra un diagrama simplificado de las regiones consideradas correspondientes a una barra de combustible.

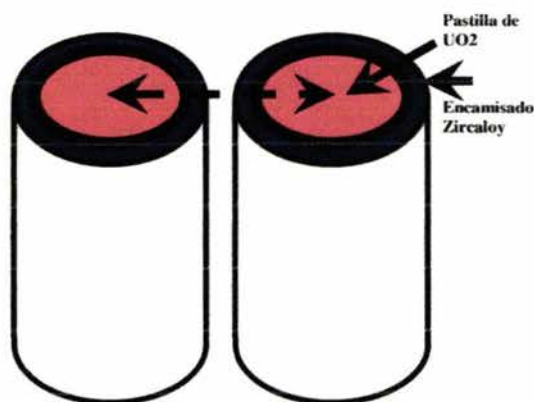


Figura 2.18. Barra de Combustible.

En RELAP5 para modelar las estructuras de calor básicamente se especifican las propiedades de los materiales. Es importante que se dé una temperatura inicial de las secciones de los materiales modeladas. En la Figura 2.19 se muestra un corte transversal de la barra de combustible en la forma que fue modelada en RELAP5. El combustible (dióxido de uranio) está dividido en tres regiones radiales.

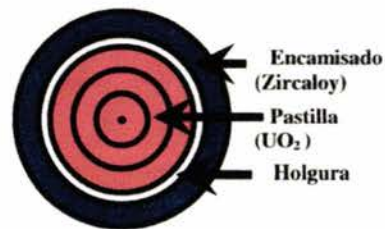


Figura 2.19. Espaciado radial de la barra de combustible.

Es importante establecer que una estructura de calor equivalente representa el área total expuesta al refrigerante de las barras de combustible asociadas con los ensambles reales (27528 barras de combustible de los 444 ensambles modelados). Por ejemplo, para el ensamble de combustible denominado G9B35 HOTCEN (un ensamble), fue calculada el área total, expuesta al refrigerante, de las barras de combustible que contiene dicho ensamble. Se modeló una estructura por cada canal activo de refrigerante, esto es, una para el canal 320, otra para el 321, la correspondiente para el 322 y una más para el 323. Como cada canal activo está dividido en 13 nodos axiales, la estructura de calor con su canal correspondiente también está dividida en 13 nodos.

En las condiciones de operación del núcleo se llevan a cabo una gran variedad de fenómenos neutrónicos y termo-hidráulico. Estos fenómenos, aunados a las diferencias de enriquecimientos, contenidos de gadolinio del combustible inicial y a la influencia en los flujos neutrónicos que causan los diferentes patrones de barras de control, dan como resultado una gran variedad en los valores de las potencias generadas en diferentes regiones del núcleo (en cada ensamble y varilla de combustible).

Se debe asegurar que ninguna de las 27528 barras de combustible (en ningún punto a lo largo de la columna de UO₂ cerámico), exceda las condiciones para las que fue diseñada, con el objeto de mantener a salvo la primera barrera contra la liberación de productos de fisión. Mediante la utilización de herramientas como PRESTO o PANACEA es posible calcular la distribución de potencia dividida en nodos en las diferentes regiones del núcleo, dichos valores son introducidos para la distribución de potencia generada por las barras de combustible modeladas.

Cabe hacer notar que la distribución de la potencia transferida en cada nodo correspondiente debe coincidir exactamente con la fracción de la potencia de ese nodo. La suma de todas las fracciones de potencia generada por cada nodo de las estructuras de calor debe ser la unidad. RELAP5 no distribuye la potencia, se da por hecho que el usuario ha realizado los cálculos correspondientes. De los datos del fabricante calculan las fracciones de la aportación de potencia correspondiente a cada uno de los ensambles de combustible. La Tabla 2.10, contiene los datos calculados para la fracción de potencia distribuida en cada nodo.

Tabla 2.10. Distribución fraccionada de potencia para cada nodo de los ensambles de combustibles

Canales	323	322	321	320	perfil axial normal	perfil axial
Ensambls	1	95	280	68		
Potencia Radial	1.4	1.052	1.052	0.7		
	1.4	99.94	294.56	47.6	443.5	
peso radial real	0.003156708	0.22534386	0.66417136	0.10732807	1	
Nodos						
1	6.80488E-05	0.00485771	0.01431747	0.00231366	0.02155689	0.54
2	0.000104594	0.00746648	0.02200648	0.00355618	0.03313373	0.83
3	0.000128537	0.00917568	0.0270441	0.00437024	0.04071856	1.02
4	0.000147439	0.01052504	0.03102118	0.00501293	0.04670659	1.17
5	0.000158781	0.01133466	0.03340742	0.00539854	0.0502994	1.26
6	0.000167602	0.01196436	0.03526339	0.00569846	0.05309381	1.33
7	0.000172642	0.01232419	0.03632394	0.00586984	0.05469062	1.37
8	0.000526748	0.03760229	0.1108278	0.01790943	0.05548902	1.39
9	0.000505325	0.03607301	0.10632045	0.01718106	0.05149701	1.29
10	0.000423415	0.03022576	0.08908646	0.0143961	0.04191617	1.05
11	0.000336463	0.02401869	0.07079192	0.01143976	0.03153693	0.79
12	0.000243211	0.01736182	0.05117169	0.00826919	0.02315369	0.58
13	0.000173902	0.01241415	0.03658908	0.00591268	0.01596806	0.4
Total por c/barra	0.003156708	0.22534386	0.66417136	0.10732807	1	25.05

Los factores de pico si bien no establecen límites a cumplir, si toman parte en el cálculo de los límites termo-hidráulicos (utilizados para el análisis y diseño de los sistemas del reactor) y reflejan en buena medida el comportamiento de la distribución de potencia del reactor. El factor de pico radial (*RPF*, *Radial Peaking Factor*), definido como la razón de potencia dada por un ensamble de combustible equivalente a la potencia promedio de todos los ensambles. En la Figura 2.20, se muestra esquemáticamente el porcentaje de la potencia aportada por cada tipo de ensamble modelado y su factor de pico radial.

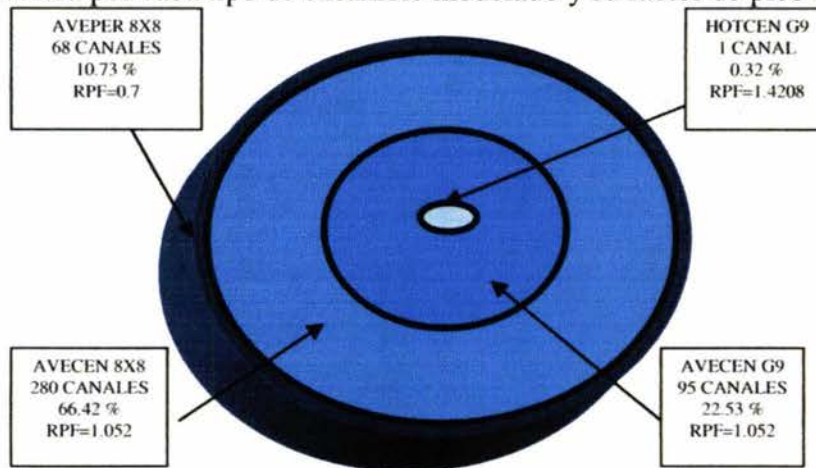


Figura 2.20. Factor de pico radial generado por cada barra de combustible modelada.

Por otra parte, el factor de pico axial (*APF*, *Axial Peaking Factor*), se define como la razón de potencia producida en un nodo determinado a la potencia promedio de todos los nodos de un ensamble, por lo que se tienen 25 *APF*'s por ensamble si esta se divide en 25 nodos de ½ pie. El factor de pico axial de potencia generada es igual en cada barra de combustible modelado, el cual se muestra, para los datos de los 25 nodos dados por el fabricante en la Figura 2.21. Para el modelo desarrollado, los 25 nodos fueron simplificados a 13 nodos correspondientes a los volúmenes de los canales activos y de derivación para el flujo del refrigerante.

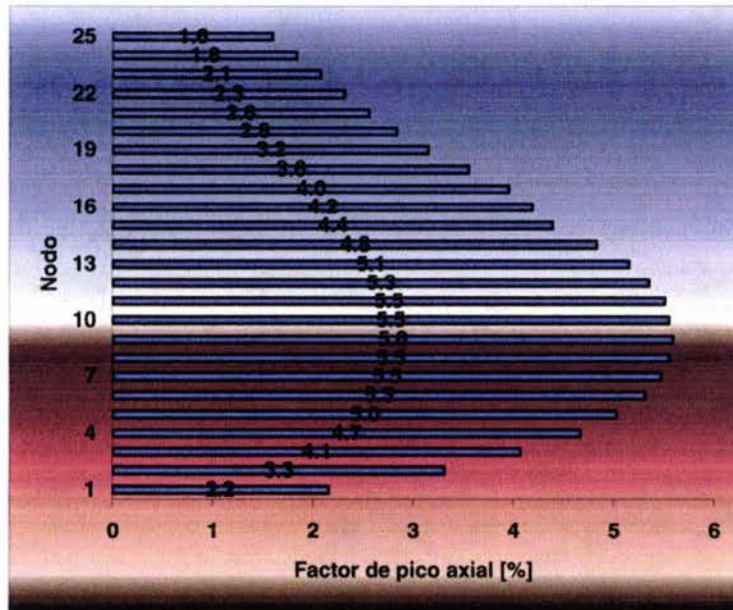


Figura 2.21. Factor de pico axial en los canales de combustible modelados.

2.5 Cinética del Núcleo

Antes de continuar con la descripción de la cinética del reactor para el modelo de la CNLV, aplicando RELAP5, es necesario explicar el concepto de reactividad con un grado de detalle tal que nos permita comprender la simplificación empleada por el programa de simulación.

2.5.1 Reactividad

La reactividad representa la ganancia o pérdida en la población de neutrones dentro del núcleo, expresada como la fracción de cambio de la presente generación de neutrones. La Ecuación 2.7 representa esta definición.

$$\frac{N_0 K_{eff} - N_0}{N_0 K_{eff}} \quad (2.7)$$

Donde,

N_0 = Número de neutrones en la generación precedente

K_{eff} = Factor efectivo de multiplicación de neutrones

$N_0 K_{eff}$ = Número de neutrones en la generación actual

Esta relación representa el cambio fraccional en la población de neutrones por generación y esta referida como reactividad (ρ). Por cancelación algebraica del término N_0 en el numerador y denominador, la reactividad esta determinada como se muestra en la Ecuación 2.8.

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \quad (2.8)$$

De la ecuación podemos observar que ρ puede ser positivo, negativo o cero, dependiendo del valor de K_{eff} . Si el valor de ρ es cero se dice que el reactor es crítico, si ρ es negativo se dice que el reactor es sub-crítico y si ρ es positivo se dice que el reactor es súper crítico. Puede ser conveniente pensar en la reactividad como una medida de la capacidad del reactor de salir de la criticidad.

La cantidad de reactividad (ρ) en el núcleo de un reactor determina en cualquier instante de tiempo el comportamiento de la población de neutrones y por ende la potencia del reactor. La reactividad puede ser modificada por muchos factores. Por ejemplo, consumo de combustible, inserción de las barras de control, temperatura, presión o venenos. Los siguientes párrafos discuten sobre los factores que se consideran más importantes y como es que son utilizados en forma simplificada por RELAP5 para controlar o predecir el comportamiento del núcleo reactor.

Para cuantificar el efecto que provocará en la reactividad del núcleo la variación de un parámetro, esto es, un aumento en la temperatura, inserción de una barra de control, incremento del veneno en los neutrones, etc., se utilizan coeficientes de reactividad. Los coeficientes de reactividad son las cantidades que modificarán la reactividad por el cambio dado en uno de los parámetros. Por ejemplo, un incremento en la temperatura del moderador causará un decremento en la reactividad del núcleo. El cambio en la cantidad de reactividad por el cambio en un grado de temperatura en el moderador se le llama el coeficiente de temperatura del moderador. Las unidades típicas del coeficiente de temperatura del moderador son los pcm/ $^{\circ}$ F (1 pcm o percent millirho = 0.00001 $\Delta k_{eff}/k_{eff}$). La simbología general de los coeficientes de reactividad esta dada por la letra griega α_x , donde x representa alguna de las variables de los parámetros que afectan la reactividad. La definición del coeficiente de reactividad en un formato de ecuación matemática es como lo muestra la Ecuación 2.9.

$$\alpha_x = \frac{\Delta\rho}{\Delta x} \quad (2.9)$$

Si se incrementa el parámetro x y se agrega reactividad positiva, entonces α_x , es positivo. Si se incrementa el parámetro x y se agrega reactividad negativa entonces α_x , es negativo. La variación en la reactividad ($\Delta\rho$) es el cambio total de la reactividad causada por la variación en un parámetro. Esta variación en la reactividad puede ser determinada por la multiplicación del cambio en el parámetro y el valor promedio del coeficiente de reactividad de ese parámetro.

La Ecuación 2.9 proporciona el método general para relacionar coeficientes de reactividad con las variaciones de reactividad.

$$\Delta\rho = \alpha_x \Delta x$$

2.5.2 Cinética puntual

En los reactores nucleares, la distribución de potencia en el núcleo es una función compleja del tiempo y del espacio, sobre todo cuando se consideran los efectos de la exposición del combustible y el movimiento parcial de las barras de control. Sin embargo, para transitorios que ocasionan variaciones que afectan al núcleo en una forma global, la componente radial de la distribución de flujo neutrónico permanece prácticamente constante.

RELAP5 utiliza para el cálculo de la densidad de neutrones promedio las ecuaciones clásicas de la cinética puntual [10].

$$\begin{aligned} \frac{dn(t)}{dt} &= \left[\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right] n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t), \\ \frac{dC_i}{dt} &= \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t); \dots \dots i = 1, \dots, 6. \end{aligned} \quad (2.10)$$

En donde:

Λ	es el tiempo promedio de generación de neutrones
β	es la fracción efectiva de neutrones retardados
λ_i	es la constante de decaimiento de los precursores de neutrones retardados en grupo i (1/s)
$n(t)$	es la densidad de neutrones
$\rho(t)$	es la reactividad
$i=1, \dots, 6$	número de grupo de los precursores de neutrones retardados
C_i	es la concentración de precursores de neutrones retardados en el grupo i

Es posible obtener un valor normalizado para $n(t)$. En este caso el valor se normaliza a la unidad en condiciones de plena potencia (condiciones nominales de operación) y en cualquier otra condición será la fracción respecto a la nominal.

Los parámetros de las ecuaciones 2.10 dependen fundamentalmente del quemado del combustible, con excepción de las constantes de decaimiento de los grupos de precursores de neutrones retardados, λ_i . Aquí se utilizarán los parámetros del combustible para la CNLV [11], que son obtenidos por el fabricante del reactor con sus programas de cálculo de constantes nucleares. Los datos requeridos como entrada son: el tiempo promedio entre generaciones, Λ ; y la fracción total de precursores de neutrones retardados, β . De este último el valor es el típico del uranio 235 (^{235}U).

2.5.3 Mecanismos de retroalimentación

Se asume que la reactividad $\rho(t)$ que aparece en las ecuaciones 2.10, es una función del tiempo, sin embargo, depende del flujo neutrónico (o nivel de potencia). Esta dependencia se origina por el hecho de que la reactividad depende de las secciones eficaces macroscópicas, que a su vez son función de los diferentes materiales y estados de la materia dentro del núcleo del reactor. De esta manera el núcleo del reactor por sí mismo se retroalimenta básicamente de dos maneras: de forma inherente y de forma externa para modificar y/o permanecer su potencia generada. RELAP5 ofrece cinco opciones de retroalimentación en la reactividad. Para el modelo desarrollado se adoptó la opción de reactividad por efectos separados, por lo que se considera necesaria la explicación de cada uno de los efectos por separado, implementados en la retroalimentación de la reactividad.

La reactividad total en el modelo de la cinética se considera como la suma de cuatro componentes; la reactividad debida a cambios en la fracción de vacío en el núcleo (ρ_v), la reactividad por efecto Doppler en el combustible (ρ_D), la inducida por alteraciones en la temperatura del moderador (ρ_M), y la reactividad de *SCRAM* (ρ_s).

$$\rho(t) = \rho_v(t) + \rho_D(t) + \rho_M(t) + \rho_s(t) \quad (2.11)$$

Para los modelos puntuales es práctica común expresar las tres primeras componentes como el producto de un coeficiente de reactividad, por la diferencia entre el valor actual de la variable – fracción de vacío, temperatura del combustible o moderador – y el valor de estado estable del que se comienza. En este modelo, se ha preferido incluir los efectos de reactividad integrados para cada uno de los componentes. Así, en vez de desviaciones respecto al equilibrio (reactividad cero), cada componente representará la reactividad total integrada desde un valor de umbral hasta su valor actual (reactividad por efectos separados). A continuación se presenta la forma específica en que se obtiene cada reactividad.

2.5.3.1 Reactividad por fracción de vacío

Cuando hierve el agua en el núcleo del reactor, la densidad del moderador disminuye al incrementarse la fracción de vacío, esto provoca un cambio en la reactividad que involucra varios mecanismos. Por una parte, la disminución en la densidad del moderador ocasiona una mayor absorción relativa de neutrones en el combustible (efecto positivo) y por la otra, se endurece el espectro energético del flujo neutrónico, disminuyendo así la probabilidad de escape a las resonancias en la sección eficaz del combustible y aumentando la fuga de neutrones fuera del núcleo. El efecto negativo de la absorción resonante, y en menor grado el de la fuga de neutrones, sobrepasan el ligero efecto positivo de la disminución de la densidad del moderador (mayor absorción en el combustible), con lo que resulta un coeficiente de reactividad negativo. Existen varios factores que afectan al coeficiente de reactividad por vacío a medida que la exposición del combustible aumenta. El contenido de gadolinio, de ^{239}Pu , de ^{235}U , y las barras de control ejercen un efecto tan variado que no es posible dar valores para el coeficiente en una base genérica. Los valores para el coeficiente son proporcionados como una parte del documento emitido para el licenciamiento de la carga de combustible. Para este modelo se utilizó la reactividad integrada como función de la fracción de vacío que se incluye en el reporte de transitorios de la CNLV [12]. Estos valores pueden ser ajustados a una ecuación cúbica (Ecuación 2.12).

$$\rho_v = C_{v1} \bar{\alpha} + C_{v2} \bar{\alpha}^2 + C_{v3} \bar{\alpha}^3 \quad (2.12)$$

en donde las constantes (C_v), se obtienen del ajuste de los datos proporcionados por el fabricante del combustible (GE) [12] para una exposición fija (ver Tabla 2.11), y α es la fracción de vacío promedio al momento de calcular el coeficiente. El valor de la fracción de vacío utilizado es el promedio aritmético de los nodos considerados en el cálculo de la hidráulica del núcleo.

Tabla 2.11. Reactividad por fracción de vacío [GE, 12]

Fracción de vacío $\bar{\alpha}$	Reactividad (-%)
0.0000	0.0000
0.1025	0.99
0.1893	2.52
0.2754	4.43
0.3637	6.62
0.4063	7.37
0.4528	9.07
0.5495	11.82
0.6500	14.42

2.5.3.2 Reactividad por efecto Doppler

Este mecanismo de retroalimentación incluye los efectos de los cambios en la temperatura del combustible, que repercuten en la sección eficaz de absorción del combustible por el ensanchamiento de los picos resonantes al aumentar la temperatura. Introduce reactividad negativa con los incrementos de temperatura, y una expresión para ésta puede ajustarse de los datos proporcionados por el diseñador del combustible (Tabla 2.12) a la forma de la Ecuación 2.13.

$$\rho_D = C_{d0} + C_{d1} \bar{T}_c + C_{d2} \bar{T}_c^2 \quad (2.13)$$

Tabla 2.12. Reactividad por efecto Doppler [GE, 12]

Temperatura del combustible °K	Reactividad (-%)
560	0.0
810	1.5
1088	2.91
1366	4.15
1644	5.26
1922	6.28

Las constantes C_{d0} a C_{d2} son calculadas por el ajuste de la ecuación 2.13 y las temperaturas (T_c), son el promedio de las calculadas para los nodos axiales utilizados en los cálculos de la hidráulica y la conducción de calor en el núcleo.

2.5.3.3 Reactividad por temperatura del moderador

Las modificaciones en el subenfriamiento del agua a la entrada del núcleo, producen variaciones en la densidad del moderador. Con los mismos efectos que los cambios en la fracción de vacío, se presentan alteraciones en la reactividad cuando varía la temperatura del agua en el núcleo. Este componente de la reactividad es más débil que las anteriores pero de cualquier manera se incluye con la expresión siguiente (Ecuación 2.14).

$$\rho_M = C_{m0} + C_{m1} \bar{T}_l + C_{m2} \bar{T}_l^2 + C_{m3} \bar{T}_l^3 \quad (2.14)$$

Los coeficientes C_{mi} se dan como datos de entrada y la temperatura (T_l) se obtiene de nuevo como el promedio de los nodos considerados en los cálculos de la hidráulica del núcleo.

2.5.3.4 Reactividad de SCRAM

La reactividad negativa insertada por SCRAM al núcleo, es una función dependiente de la velocidad de inserción de las barras de control, del subenfriamiento, del patrón de barras del que se parte y de otras propiedades del sistema; debido a estas complicaciones, el fabricante del combustible proporciona la reactividad insertada como función de la fracción de control en el núcleo, o como función del tiempo si se conoce la velocidad de inserción de las barras de control. En este trabajo se modela incluyendo la velocidad de SCRAM como una función tabulada contra el tiempo, y la reactividad se calcula mediante la siguiente expresión (Ecuación 2.15) [13].

$$\rho_s = C_{s0} + \frac{C_{s1}(1 - D_C)}{1 - C_{s2}(1 - D_C)} \quad (2.15)$$

Donde D_C representa la fracción de control, definida ésta como la unidad para todas las barras insertadas, cero para todas las barras fuera del núcleo e interpolaciones lineales entre ambos extremos. Las constantes C_s se calculan para tres condiciones deseadas. Por ejemplo:

- Obtener un reactor crítico a las condiciones de operación nominales, utilizando las reactividades que resulten por temperatura de moderador, vacío, efecto doppler y la posición deseada de las barras de control.
- Mantener un reactor crítico en las condiciones de modo de reserva en caliente en la forma descrita en punto anterior, con la fracción de control apropiada.
- Reproducir las condiciones de reactor frío con la fracción de control igual a la unidad.

La reactividad de inserción de las barras de control como función del tiempo durante el *SCRAM* se muestra en la Tabla 2.13.

Tabla 2.13. Reactividad de inserción por la posición de las barras por *SCRAM* [GE, 13]

Posición (ft)	Reactividad (\$)
0.0	0.0
1.0	-0.883
2.0	-1.479
3.0	-2.090
4.0	-2.882
5.0	-4.0
6.0	-5.347
7.0	-7.3
8.0	-9.593
9.0	-15.5
10.0	-27.5
11.0	-32
12.0	-32.756

Esta opción de retroalimentación separada, permite cuantificar cada una de las reactividades analizadas, así como la total, mediante el modelo de los sistemas de control existentes en RELAP5, en donde uno de los principales beneficios de cuantificar las reactividades por separado, es la de poder desplegar en pantallas sus valores, también de manera separada. El valor de la reactividad total calculada por los mecanismos de retroalimentación, es utilizado por la ecuación de cinética puntual para el cálculo de la potencia. A su vez el nuevo valor de la potencia afecta a los parámetros involucrados en el cambio de la reactividad.

2.6 Sistemas de Control en el Modelo de la CNLV

Los sistemas de instrumentación y control están diseñados dependiendo de su función, esto es, generación o sistemas de seguridad. Aunque algunas porciones de un sistema pueden ser clasificadas para la generación mientras que otras porciones del mismo sistema pueden ser clasificadas para los sistemas de seguridad. Sin embargo, cuando se construye un modelo pueden simplificarse e incluso omitirse sistemas reales, siempre y cuando se logren los objetivos en la respuesta deseada. En el presente modelo fueron contruidos sistemas de control específicos para lograr un óptimo cumplimiento del sistema del reactor. Cabe mencionar que el alcance de esta tesis no contempló la modelación de los sistemas de control de la planta, sin embargo, en la tesis titulada “*Simulación del Sistema de Control de Presión para un Reactor Nuclear de Agua en Ebullición*” [14], se presenta la metodología llevada para la modelación en RELAP5 de los sistemas de control del reactor.

En este apartado solamente se mencionan los sistemas contruidos para el modelo y una breve descripción del funcionamiento de cada uno de ellos.

1) Sistema de Protección del Reactor (*RPS, Reactor Protection System*)

Los sistemas de instrumentación y control inician el apagado automático del reactor vía las barras de control (*SCRAM*), si el sistema de monitoreo de las variables excede límites preestablecidos. Esta acción prevé daño del combustible, los límites del sistema de presión, y por lo tanto, la liberación de material radiactivo.

2) Sistema de Control para el Aislamiento de la Contención Primaria y la Vasija del Reactor (*PCRIVICS, Primary Containment and Reactor Vessel Isolation Control System*)

Los sistemas de instrumentación y control inician el cierre automático de varias de las válvulas de aislamiento si el sistema de monitoreo de variables excede los límites preestablecidos. Esta acción limita la pérdida de refrigerante de la frontera de presión del sistema hidráulico del reactor y la liberación de material radiactivo ya sea desde la frontera de presión del refrigerante del reactor o de la contención primaria.

3) Sistemas de Emergencia de Enfriamiento del Núcleo (*ECCS, Emergency Core Cooling Systems*)

Los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo se dividen en dos grupos de acuerdo a la presión a la que actúan, tal como el sistema de rocío del núcleo a alta presión (*HPCS, High Pressure Core Spray*), el sistema de despresurización automática (*ADS, Automatic Depressurization System*), el sistema de rocío del núcleo a baja presión (*LPCS, Low Pressure Core Spray*), y el sistema de inyección de refrigerante a baja presión (*LPCI, Low Pressure Coolant Injection*).

Los ECCS se diseñan para extraer el calor residual y de desintegración de los productos de fisión del núcleo del reactor, para que la temperatura del encamisado del combustible se mantenga inferior a 1204 °C, aún en el caso de un Accidente Base de Diseño (DBA).

4) Sistema de Monitoreo Neutrónico (*NMS, Neutron Monitoring System*)

Los sistemas de instrumentación y control utilizan detectores dentro del núcleo para monitorear el flujo neutrónico del núcleo. El sistema de monitoreo neutrónico provee al *RPS* de señales lógicas para apagado del reactor cuando se detecta una condición necesaria de *SCRAM* del reactor. Se utiliza el flujo promedio neutrónico o la potencia térmica promedio simulada como el indicador de sobre-flujo durante la operación a potencia.

5) Sistema de Control Manual del Reactor (*RMCS, Reactor Manual Control System*)

Los sistemas de instrumentación y control permiten al operador la manipulación de las barras de control, así como la determinación de sus posiciones. También están provistos de varios dispositivos de seguridad en el circuito de seguridad para prevenir múltiples errores del operador o malfuncionamientos en el equipo que requieran la acción del sistema de protección del reactor.

6) Sistema de Control del Flujo de Recirculación (*RRC, Reactor Recirculation Control*)

Los sistemas de instrumentación y control regulan las bombas de recirculación del reactor y la posición de las válvulas que varía la razón de flujo del refrigerante a través del núcleo. El sistema permite control manual o automático.

7) Sistema de Control de Agua de Alimentación (*Feedwater Control System*)

Los sistemas de instrumentación y control regulan la razón de flujo del sistema de agua de alimentación para mantener un nivel de agua apropiado en la vasija del reactor. El sistema está arreglado para permitir un elemento simple (solamente el nivel de agua en la vasija del reactor), tres elementos (nivel, flujo de vapor principal, flujo de agua de alimentación), u operación manual.

8) Sistema de Remoción de Calor Residual (*RHR, Residual Heat Removal*)

Los sistemas de instrumentación y control proveen iniciación manual del enfriamiento para remover el calor de decaimiento de la vasija del reactor de modo que el reactor pueda ser recargado y estar en servicio.

9) Capacidad de Mitigación en un ATWS (*ATWS Mitigation Capability*)

Dicho evento es acomodado por la Inserción Alternativa de Barras (*ARI, Alternate Rod Insertion*) y el Disparo de la Bomba de Recirculación por *ATWS (ATWS-RPT, ATWS Recirculation Pump Trip)* que significa, iniciar la inserción de la barra de control (*SCRAM*) y el disparo de la bomba de recirculación en el evento de falla del sistema *RPS*.

Los sistemas relacionados con la seguridad proveen acciones necesarias para el apagado seguro del reactor, proteger la integridad de las barreras contra el material radiactivo y/o prevenir la liberación de material radiactivo que exceda el límite de dosis permitida. Estos sistemas de seguridad pueden estar constituidos por componentes, grupos de componentes, sistemas, o grupos de sistemas.

Los sistemas de generación son los sistemas de soporte del reactor los cuales no están para proteger la integridad de las barreras contra los materiales radiactivos y/o la prevención contra la liberación de material radiactivo. Las porciones de instrumentación y control de estos sistemas pueden, por sus acciones, prever el correcto funcionamiento en base a que no permiten que se excedan los límites establecidos de operación, que de lo contrario podría iniciarse la acción de los sistemas de seguridad.

En los sistemas de control intervienen componentes clave para el correcto funcionamiento de los diferentes sistemas del reactor, estos componentes se refieren al uso de la álgebra booleana para la definición de disparos lógicos que permiten entre otras cosas establecer niveles de operación bien definidos para garantizar la seguridad del sistema del reactor y/o el correcto funcionamiento del sistema. También existen variables de disparos, componentes de control como sumadores, restadores, multiplicadores, etc., necesarios en el cumplimiento de una simulación basada en la fenomenología de la planta real. En el código RELAP5/SCDAP se han implementado un extenso número de estos componentes para armar los sistemas de control necesarios en el modelo.

Capítulo III

EVALUACIÓN DEL MODELO

En este capítulo se describe la evaluación cualitativa del modelo desarrollado, ejecutando el modelo del reactor en estado estacionario y observando su comportamiento desde los despliegues gráficos. Además se lleva el modelo a distintos escenarios de operación como lo es un evento transitorio, el disparo de una bomba de recirculación ó el cierre de una válvula de aislamiento mediante el uso de los componentes definidos en el modelo de RELAP5/SCDAP y su correspondiente en los despliegues gráficos.

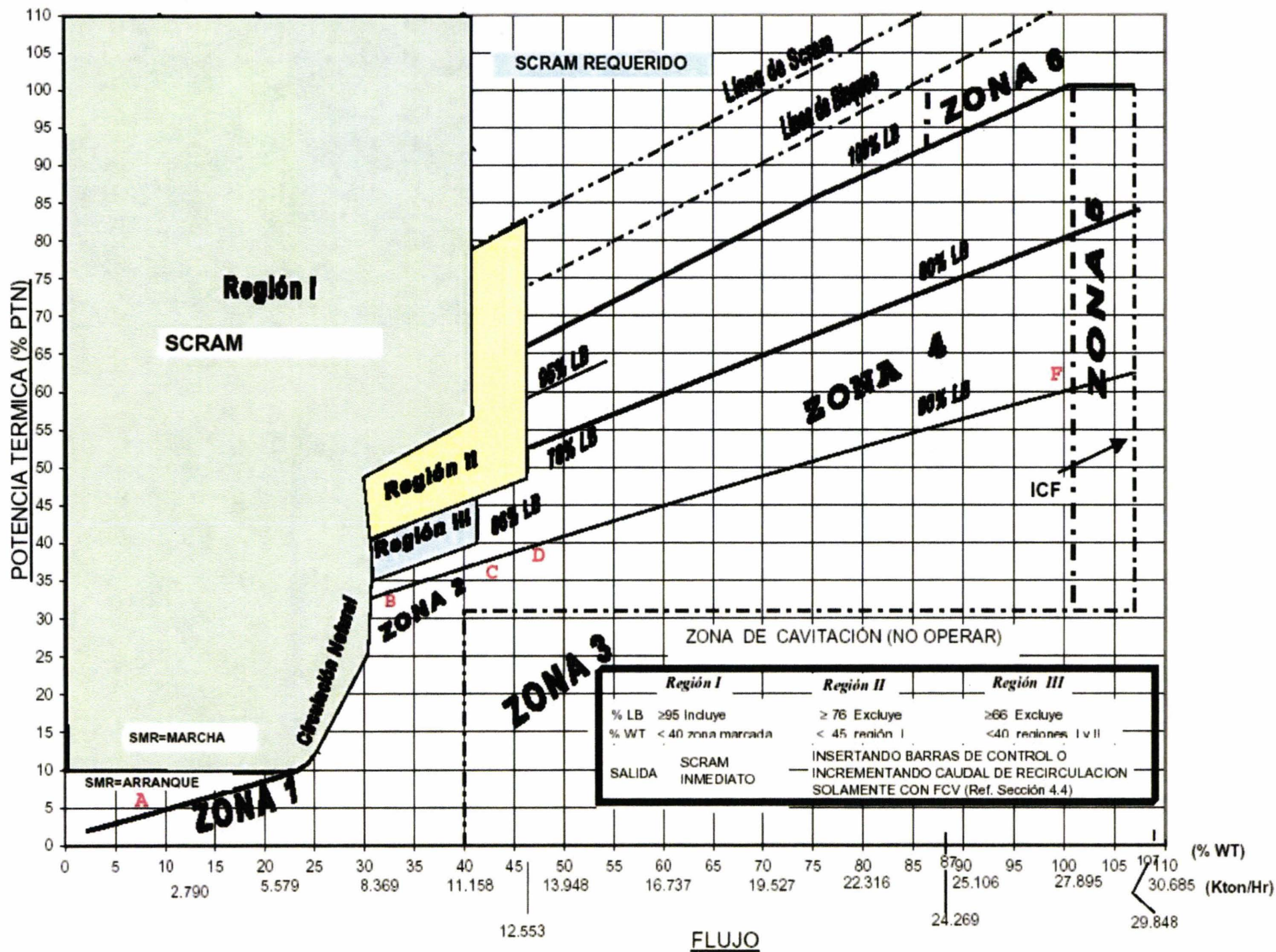
3.1 Operación Normal del Reactor

Gracias al uso de los sistemas de control, es posible mantener al reactor en operación normal. La operación normal de la planta abarca todos los modos planeados de operación, incluyendo recarga del combustible, parada del reactor, arranque y operación a potencia. Se asume que todos los análisis de seguridad de los eventos ocurridos en la planta son iniciados en algún modo de operación normal de los ya mencionados. Los límites de los análisis de seguridad para la operación normal provienen de dos fuentes: especificaciones técnicas de diseño, y los valores de entrada para el análisis de eventos en el análisis de seguridad de la planta.

Los ajustes en operación normal, debidos a consideraciones de los valores de entrada o de los resultados en los análisis, representan los límites en la operación normal de la planta para asegurar la validez de los análisis de seguridad. Los límites en esta categoría incluyen el mapa potencia-flujo (*power-flow map*, ver Figura 3.1), el límite de operación de la razón de cambio de potencia crítica mínima (MCPR, *minimum critical power ratio*), la razón de generación lineal de calor (LHGR, *linear heat generation rate*) y la razón máxima de generación lineal de calor promedio en un plano (MAPLHGR, *maximum average planar linear heat generation rate*).

Por ejemplo, las variables de potencia y flujo obtenidas por el modelo en estado estacionario son: para la potencia 99.44 % y para el flujo 99.74 %. Con estos valores en el mapa potencia-caudal (ver Figura 3.1) la ubicación es en un punto localizado en la zona 4, la cual representa la zona de operación normal en donde los cambios de potencia pueden hacerse ya sea por el movimiento de las barras de control o por los cambios de flujo mediante el uso de las válvulas de control.

Figura 3.1 Mapa de operación Potencia-Flujo (Comisión Federal de Electricidad, Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2)



3.1.1 Valores de operación normal implementados en el modelo

Los límites en los análisis de seguridad representan valores que se calculan con un margen dentro de la operación normal de la planta, y no necesariamente deben ser los valores reales de operación. Los valores reales están por debajo de los límites de operación en un rango permitido en los análisis de seguridad del reactor. Al construir un modelo, es posible modelarlo con valores nominales de operación, dependiendo de cuales son los objetivos planteados.

Los valores nominales representan las condiciones de frontera y los parámetros iniciales, requeridos en el formato del archivo de entrada del programa de simulación al construir un modelo. El modelo construido en este trabajo, utiliza los valores operación tomados de documentos del fabricante y del FSAR [15] entre otros. La Tabla 3.1, muestra los valores de referencia de las principales variables del reactor de la CNLV.

Tabla 3.1. Valores de referencia de las principales variables en operación normal del reactor

Potencia térmica nominal (MWt)	2027.0
Presión del fluido (Pa)	7136338.6
Entalpía del refrigerante a la entrada del núcleo (J/kg)	1225336.8
Flujo total de refrigerante (kg/seg)	7749.1639
Número de ensambles de combustible en el núcleo	444
Fracción de derivación del refrigerante	0.111
Flujo total de vapor que sale del núcleo (kg/seg)	1099.847
Calidad total a la salida del núcleo	0.142
Fracción de vacío promedio a la salida del núcleo	0.691
Longitud hidráulica del ensamble de combustible (m)	4.17322
Diferencia de presión en el núcleo (Pa)	159655.989

Ahora bien, como el objetivo principal del capítulo es una evaluación cualitativa de la implementación utilizando los despliegues gráficos incorporados al programa, en las siguientes figuras se presentan diagramas de visualización de mímicos y gráficas de tendencia del reactor, con los valores de variables seleccionadas previamente por el usuario. La Figura 3.2 muestra un despliegue gráfico de la vasija del reactor en operación normal. Cabe mencionar que los valores están normalizados para facilitar la visualización en los despliegues. Estos despliegues muestran las variables de flujo de vapor principal; presión en el domo del reactor; el flujo de agua de alimentación; velocidad de las bombas de recirculación; flujo en los lazos de recirculación; puntos de ajuste de las válvulas de los lazos de recirculación; las válvulas de paro de turbina; de flujo de derivación; etc. Los iconos que representan las válvulas, cuando están en color blanco indican que están encendidas y cuando están en negro indican que están disparadas. Los sistemas de emergencia como el HPCS y el RCIC, están indicados por un símbolo de bomba, que al igual que en el caso de las válvulas, si están en color blanco se indica que están encendidos y si están en color negro, están disparados. También se puede apreciar un tablero que contiene diferentes alarmas como la alarma de disparo de agua de alimentación, alarma de SCRAM, alarma de alto nivel en la vasija por mencionar algunas.

La gráfica de la Figura 3.2 también contiene diferentes menús, los cuales permiten seleccionar la ejecución de un evento transitorio específico además de funciones que permiten pausar, salir ó restablecer la ejecución de los despliegues.

Otra despliegue gráfico de interés en la implementación la constituye las gráficas de tendencia mostradas en la Figura 3.3.

Figura 3.2 Vasija del reactor en operación normal.

Transitorios

Pausa

Arranca

Restablecer

Salir

HPCS

RCIC

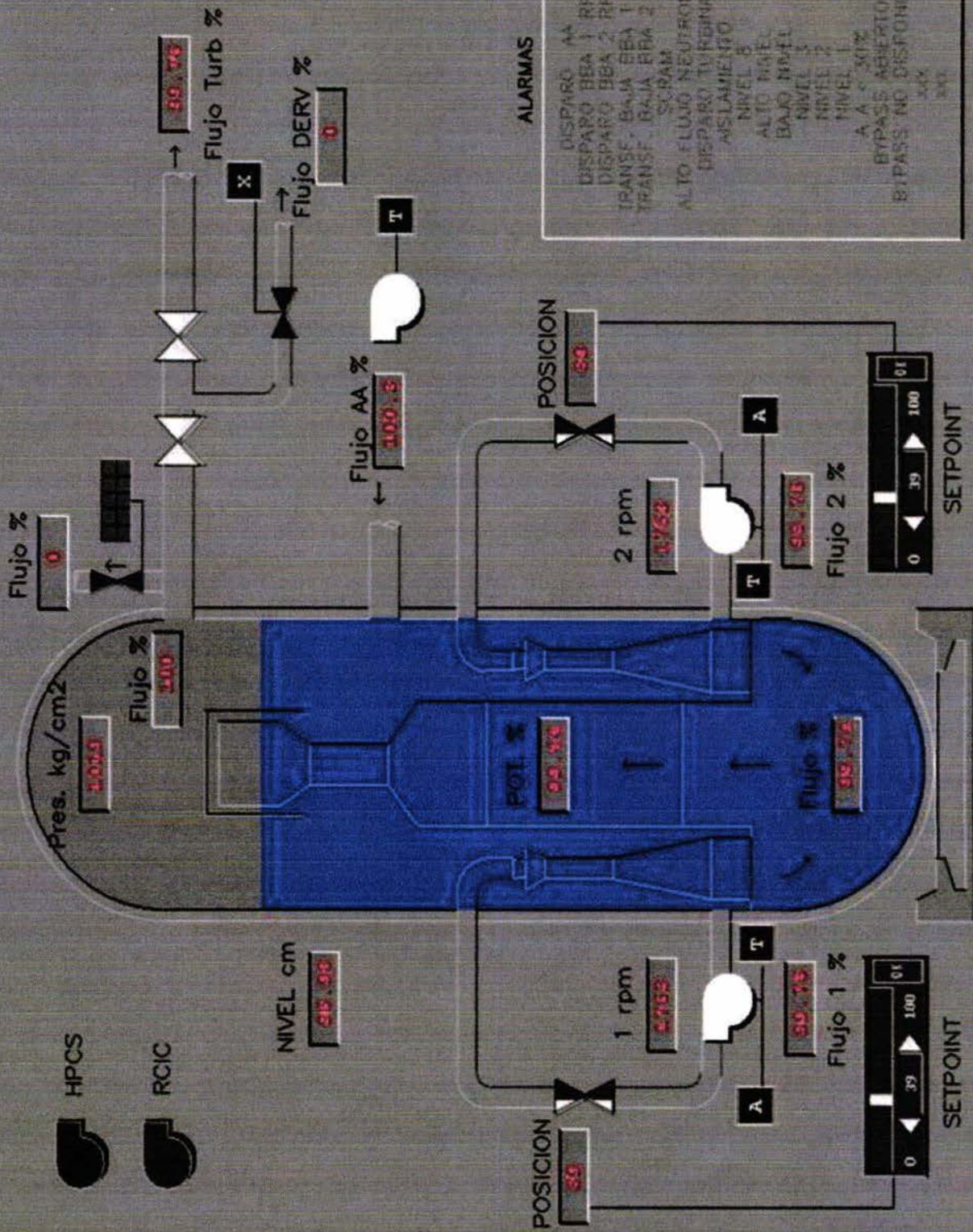


Figura 3.3 Gráficas de tendencia en operación normal.

Graficas

Pausa

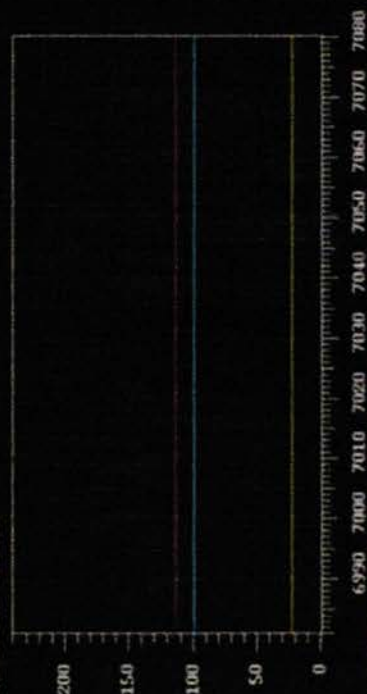
Arrancar

Restablecer

Salir

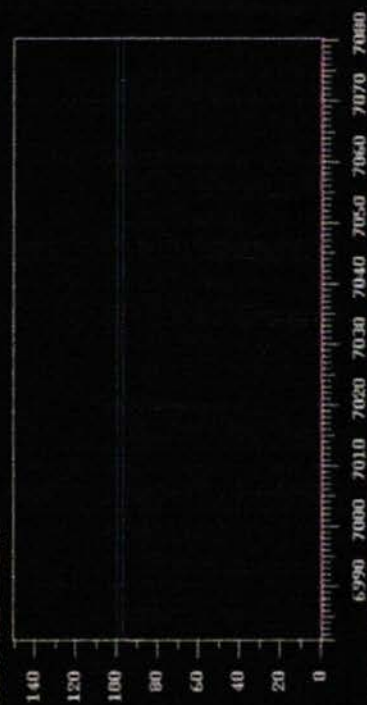
Potencia
Temp. Comb. (°C/10)
Flujo Calor
Fl. Ext. Nucleo
IBESIB (°C/10)

PORCIENTO DEL NOMINAL



Nivel (plg)
Flujo Alimentacion
Flujo de Vapor
Flujo Valv. Alivio
Flujo Bypass

PORCIENTO DEL NOMINAL



Delta PDPH (PSI)

Flujo BIAS Jet Lazo A
Flujo BIAS Jet Lazo B
Flujo Lazo A BRC
Flujo Lazo B BRC

PORCIENTO DEL NOMINAL



Reac. Vacios
Reac. Doppler
Reac. SCDAR
Reac. Total

REACTIVIDAD (\$)



Puede observarse que los valores de las variables mostradas en los despliegues son aceptables tomando en cuenta la interrelación que existe entre ellas. Por ejemplo en el despliegue de la vasija, el flujo de agua de alimentación (100.3 %) debe seguir al flujo de vapor que sale del reactor (100 %).

Muchas veces se puede tener mayor seguridad cuando observamos resultados numéricos y los comparamos con los datos reales de referencia. La Tabla 3.2, muestra los valores calculados por el programa y los valores de referencia.

Tabla 3.2. Principales parámetros en estado estacionario

Variable	Referencia	Calculada (RELAP5)	Error (%)
Potencia (MWt)	2027.0	2012.2	0.73
Flujo en el núcleo (kg/s)	7749.16	7748.1	0.014
Presión en el domo (Pa)	7.03e6	7.029e6	0.0
Flujo de vapor (kg/s)	1099.85	1096.0	0.35
ΔP del núcleo (Pa)	159656.0	158000.0	1.037

Según se muestra en la Tabla 3.2, los valores calculados son satisfactorios por un margen de error cercano al ± 1 %.

3.2 Transitorios Operacionales

Los transitorios o eventos operacionales anticipados se definen como condiciones de operación anormal que se espera ocurrirán una o más veces durante la vida útil de la central. En el análisis en la evolución de estos eventos para el presente desarrollo, se evalúan algunas perturbaciones al sistema que se considera pueden producir variaciones significativas en parámetros importantes de la planta.

3.2.1 Falla del controlador de agua de alimentación

Para efecto de demostrar la respuesta del sistema implementado, se inicia desde el menú del despliegue de la vasija [7] un transitorio operacional por falla del control de agua de alimentación en máxima demanda como lo muestran las Figuras 3.4 y 3.5.

En la barra de menús del despliegue de la vasija del reactor, se tiene la opción Transitorios, la cual contiene una lista de eventos transitorios preestablecidos que el usuario puede seleccionar. En este caso el evento seleccionado (falla del controlador de nivel en máxima demanda) inicia desde operación normal de la planta provocando SCRAM del reactor por alto nivel (Nivel 8).

ESTA TESIS NO SALE
DE LA BIBLIOTECA

Figura 3.4. Inicio del evento transitorio desde el despliegue gráfico.

Transitorios

Pausa

Arranca

Restablecer

Salir



Pres. kg/cm2
53.20

Flujo %
0

Flujo %
25.7

Flujo Turb %
305.1

Flujo DERV %
0

NIVEL cm
25.75

1 rpm
2.163

Flujo 1 %
39.35

Flujo 2 %
95.75

SETPOINT
0 39 100 01

SETPOINT
0 39 100 01

Alimentación manual

Disparo manual de Turbina

Disparo de bombas 1 y 2 de HRC (simultaneous)

Transf. simultanea a baja de bombas de HRC

Falla control de agua de alimentación en entrada de bomba

SCRAM manual

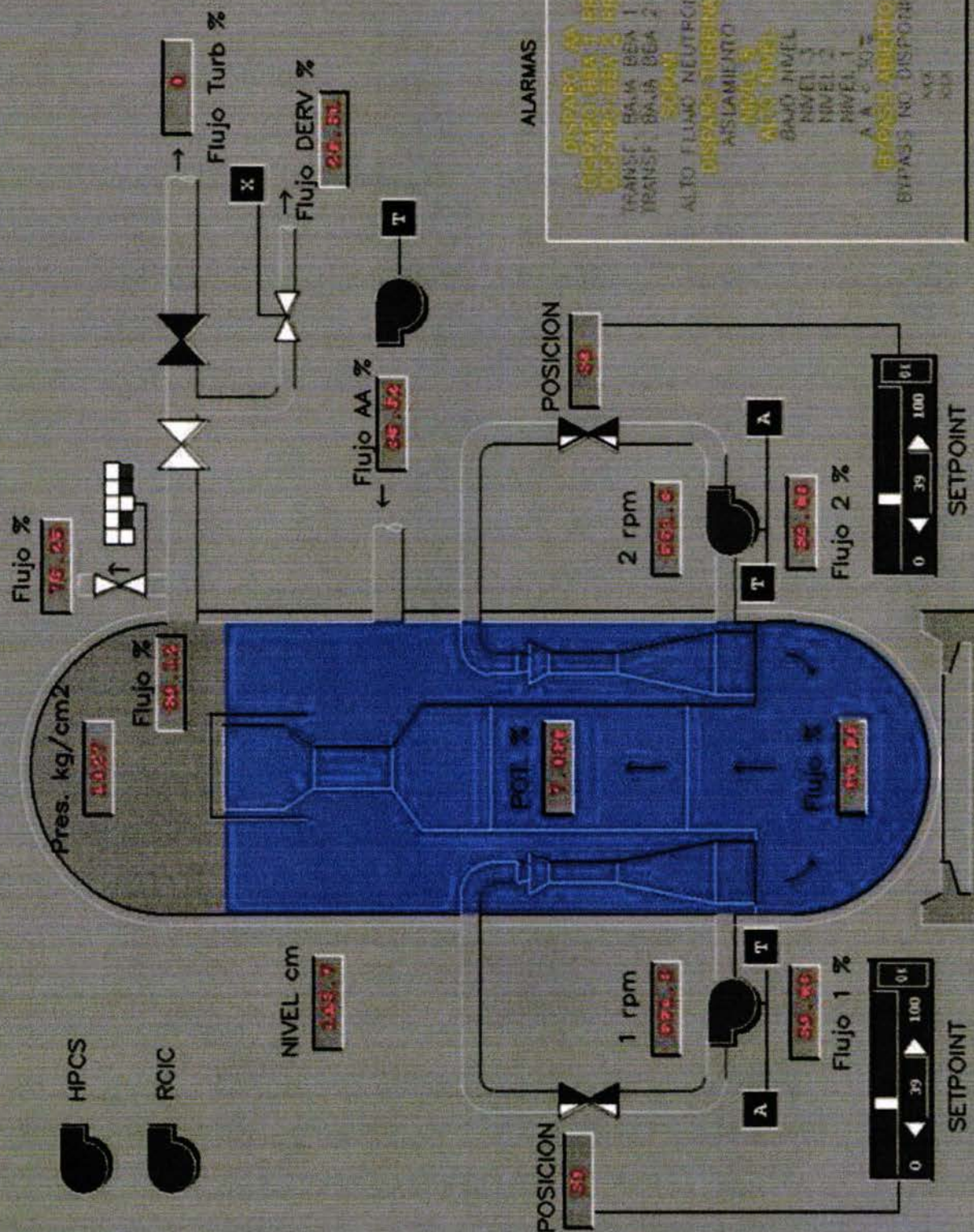
Falla 'Control de Presion' en ABIERTO

POSICION
39

ALARMAS

DISPARO AA
DISPARO BBA 1 HRC
DISPARO BBA 2 HRC
TRANSF. BAJA BBA 1 HRC
TRANSF. BAJA BBA 2 HRC
SCRAM
FLETO FLUJO NEUTRICO
DISPARO TURBINA
ASLAMIENTO
NIVEL 5
ALTO NIVEL
BAJO NIVEL
NIVEL 3
NIVEL 2
NIVEL 1
A A 3 30%
BYPASS ABIERTO
BYPASS NO DISPONIBLE
XXX
XXX

Figura 3.5. SCRAM del reactor por nivel 8.



Al iniciar el evento transitorio mencionado, el fallo del controlador de agua de alimentación en demanda máxima provoca un aumento en el nivel de agua de la vasija, provocando que se enciendan las luces de alarmas (iluminadas en color amarillo, Figura 3.5), anunciando el disparo de la bomba de agua de alimentación, disparo de ambas bombas de recirculación, SCRAM del reactor, disparo de turbina, alarma de alto nivel, nivel 8 (143.5 cm referido al cero de instrumentación) y válvulas de derivación abierto. Además de los mímicos anteriores están las gráficas de tendencia del evento. La Figura 3.6, muestra las gráficas de las variables principales en el evento transitorio.

Estas gráficas pueden dar una mejor perspectiva de la interacción entre las variables. Al aumentar el flujo de agua de alimentación, aumenta también el nivel de agua en la vasija, reduciendo la fracción de vacíos, lo cual provoca un aumento en la potencia generada, hasta que sucede el SCRAM. Las gráficas de tendencia son una herramienta muy útil en el análisis de resultados de la simulación. Cabe mencionar que las gráficas de tendencia representan de manera satisfactoria la respuesta de las variables seleccionadas, sin embargo existe una discrepancia en cuanto al tiempo que tarda el cambio de nivel en la vasija desde que inicia el transitorio en estado normal hasta el nivel ocho. Se notó que el modelo de separador presenta irregularidades en eventos transitorios, el modelo presenta inestabilidad cuando surge alguna variación de los parámetros del separador, esto produce un retraso en su respuesta con respecto a la esperada, basada en los datos de comparación. Por ejemplo el tiempo que tarda el cambio de nivel en la vasija desde que inicia el transitorio en estado normal hasta el nivel ocho, de la referencia de comparación se tienen alrededor de 14 segundos, sin embargo para el modelo simulado este tiempo tarda aproximadamente 22 segundos.

ESTA TESIS NO SALE
DE LA BIBLIOTECA

Figura 3.6. Gráficas de tendencia del transitorio por falla del control de agua de alimentación en demanda máxima.

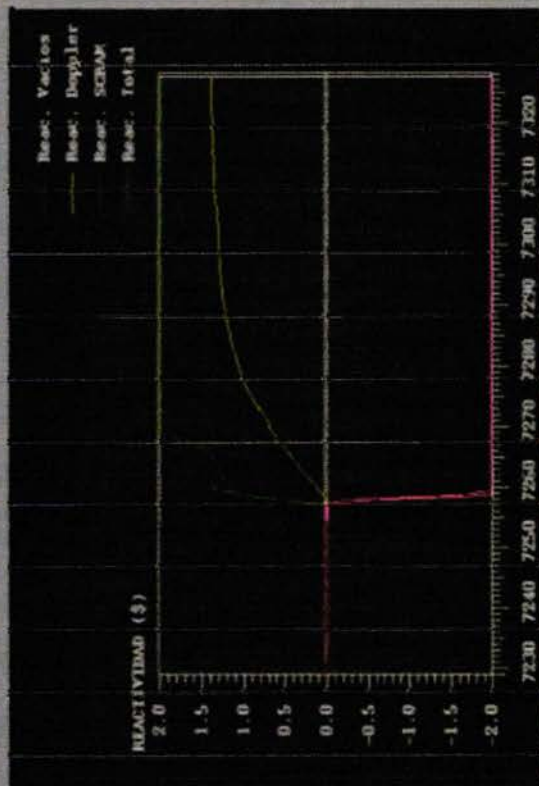
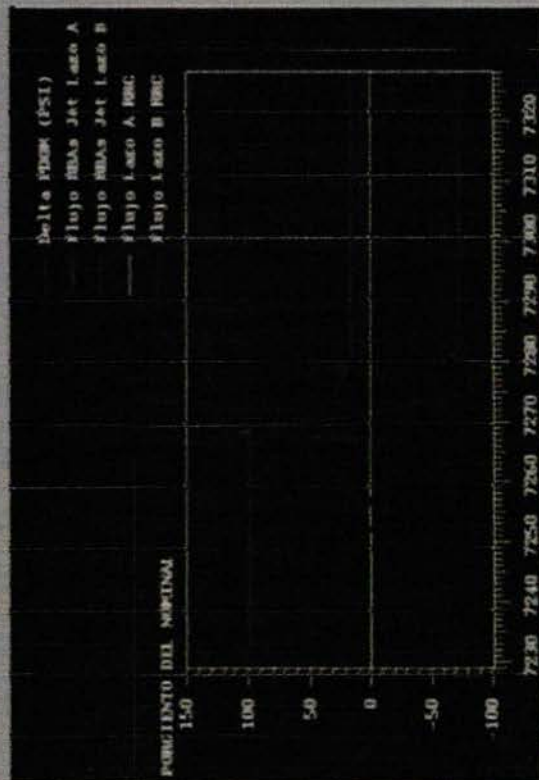
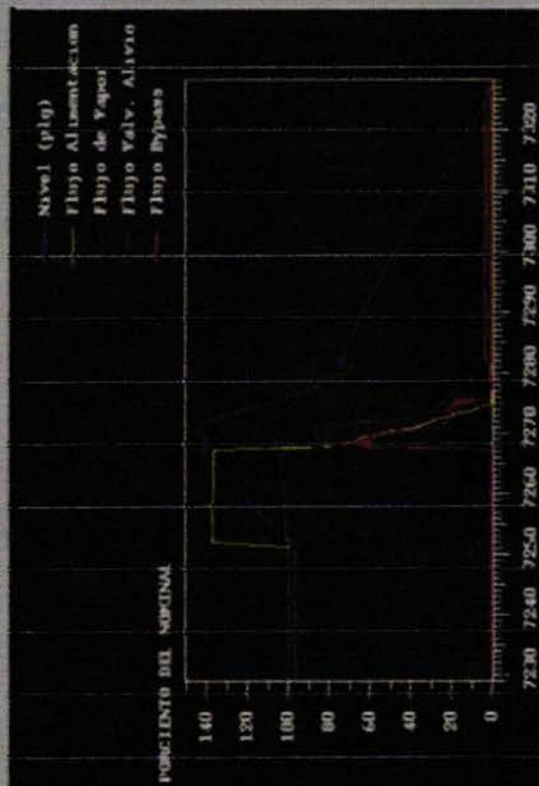
Graficas

Continuar

Arrancar

Restablecer

Salir



3.2.2 Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho

Además de transitorios predefinidos, se pueden llevar a cabo otros tipos de perturbaciones que provocan variaciones en los parámetros del sistema y que podrían conducir a una amenaza a la integridad del combustible o a la frontera de presión del refrigerante. En la Figura 3.7, se presenta el disparo de una bomba de recirculación, partiendo de operación normal para su posterior reanudación, observándose un comportamiento interesante en el sistema.

El despliegue muestra el componente de la bomba de recirculación del lazo derecho, en color negro, esto indica que la bomba fue disparada. Como se mencionó en los párrafos anteriores es posible observar en las gráficas de tendencia el desempeño del evento. En la Figura 3.8 se puede ver el comportamiento de las variables.

Cuando el flujo del núcleo disminuye por la falta de la fuerza motriz de una de las bombas de recirculación, la respuesta del sistema deriva en una baja del nivel de potencia generado en el reactor, el nivel empieza a incrementarse conforme disminuye el flujo a través del núcleo provocando un aumento de la fracción de vacío. El control de agua de alimentación responde para controlar el nivel y el control de turbina responde para controlar la entrada de vapor a la turbina. Las gráficas de tendencia de la Figura 3.8 muestran estos efectos de manera global con un comportamiento satisfactorio desde el punto de vista de un análisis cualitativo. Para “regresar” al reactor a su operación normal es necesario arrancar la bomba de recirculación apagada. En la realidad esta operación de arranque de la bomba conlleva a seguir un procedimiento de manera que no comprometa la integridad de la planta, es decir, el arranque súbito de la bomba ocasionaría un pico de potencia en la vasija del reactor produciendo el SCRAM. Para evitar dicho pico de potencia se cierra a su posición mínima de operación la válvula del lazo de recirculación, el arranque de la bomba se realiza en baja velocidad, se transfiere la bomba a alta, se vuelve a abrir la válvula hasta llegar al nivel de potencia en operación normal. Por supuesto, en el modelo simulado es posible arrancar la bomba sin la necesidad de llevar a cabo el procedimiento indicado, modificando el disparo de máxima potencia en el reactor sin provocar el SCRAM. La Figura 3.9 muestra el resultado de esta acción.

Como puede observarse en la gráfica, al arranque de la bomba, el pico de potencia excede el 200 % de potencia del reactor, lo cual produciría el SCRAM del reactor. Al deshabilitar el sistema de control de disparo por potencia máxima, el modelo es capaz de soportar el pico de potencia y regresar al reactor a estado estacionario (Ver las gráficas de tendencia de la Figura 3.9).

Figura 3.7. Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho.

Transitorios

Pausa

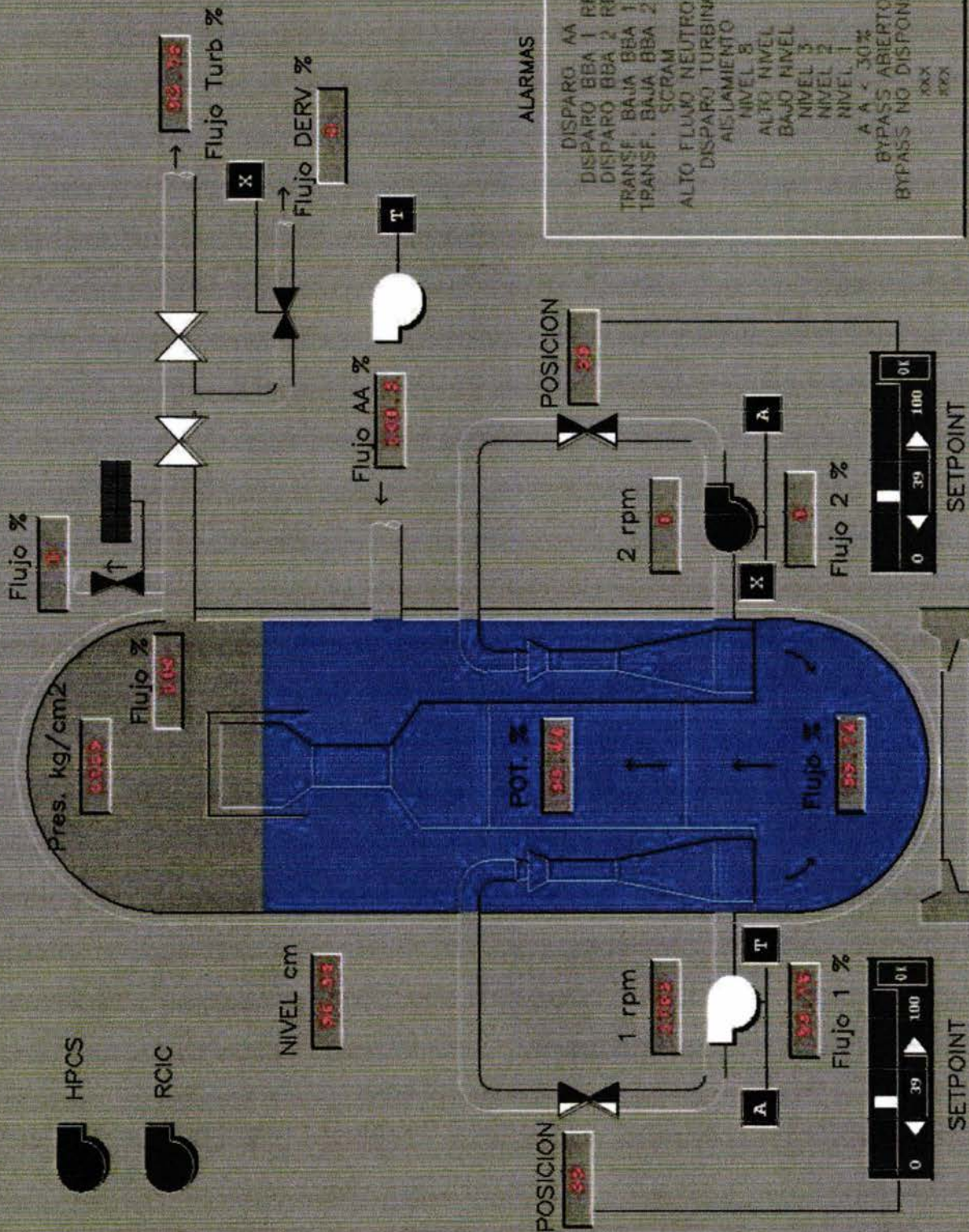
Arranca

Restablecer

Salir

HPCS

RCIC



ALARMAS

- DISPARO AA
- DISPARO BBA 1 RRC
- DISPARO BBA 2 RRC
- TRANSF. BAJA BBA 1 RRC
- TRANSF. BAJA BBA 2 RRC
- SCRAM
- ALTO FLUJO NEUTRONICO
- DISPARO TURBINA
- ASLAMIENTO
- NIVEL 8
- ALTO NIVEL
- BAJO NIVEL
- NIVEL 3
- NIVEL 2
- NIVEL 1
- A < 30%
- BYPASS ABIERTO
- BYPASS NO DISPONIBLE
- XXX
- XXX

Figura 3.8. Disparo de la bomba de recirculación del lazo derecho.

Graficas

Continuar

Arrancar

Restablecer

Salir

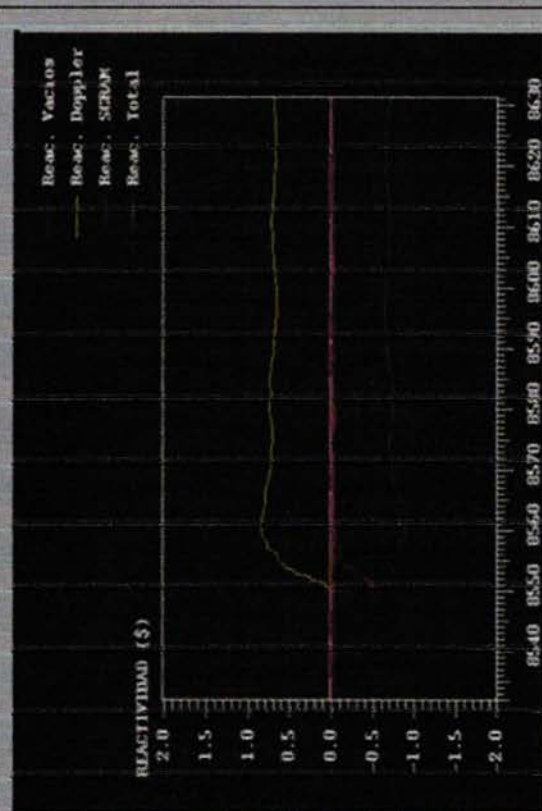
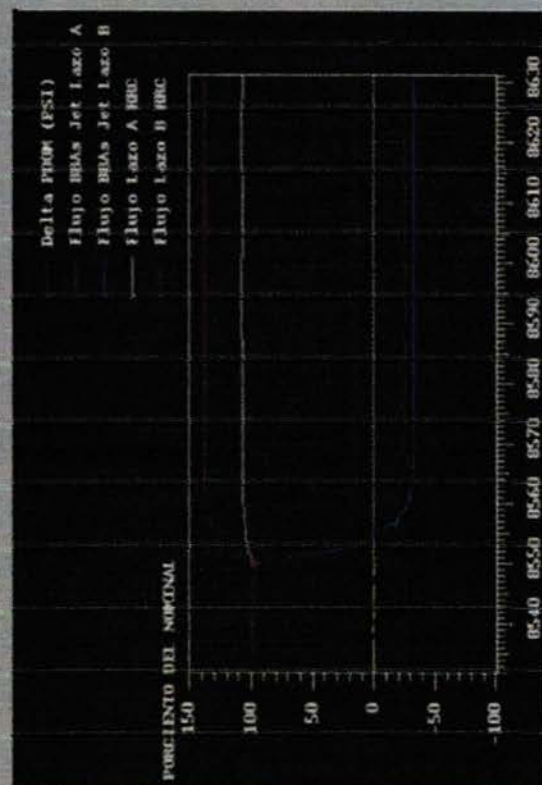
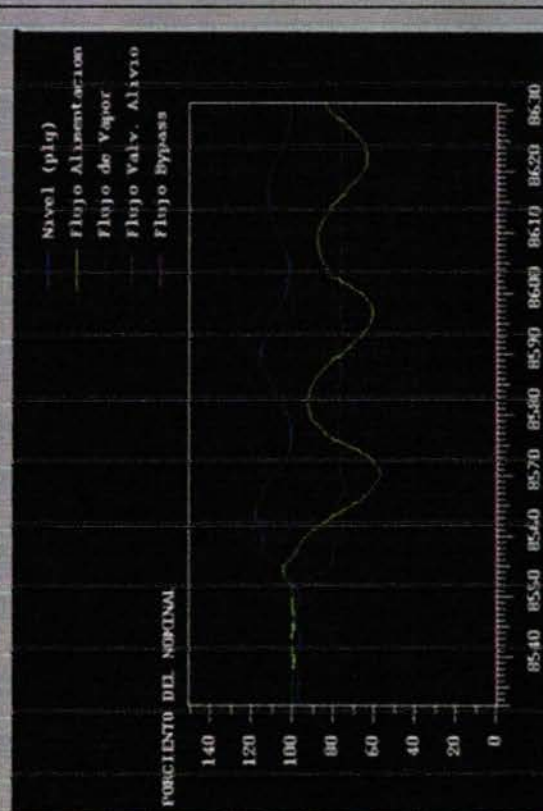
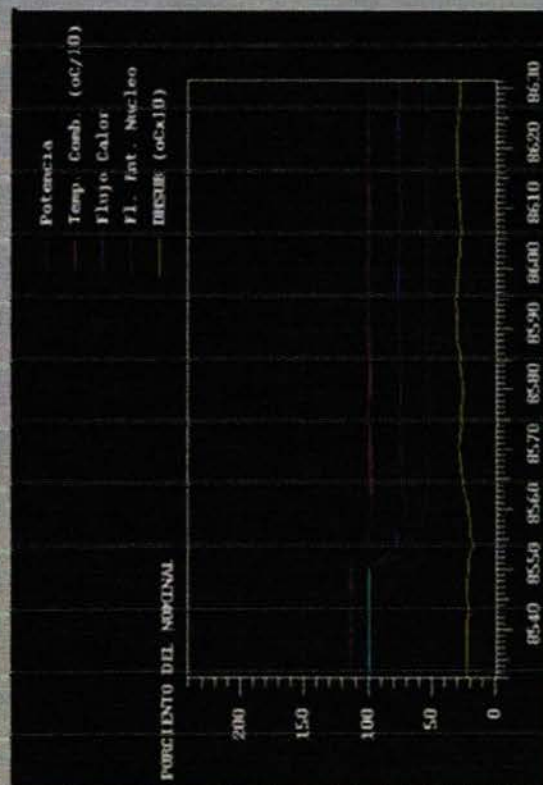


Figura 3.9. Arranque de la bomba de recirculación del lazo derecho.

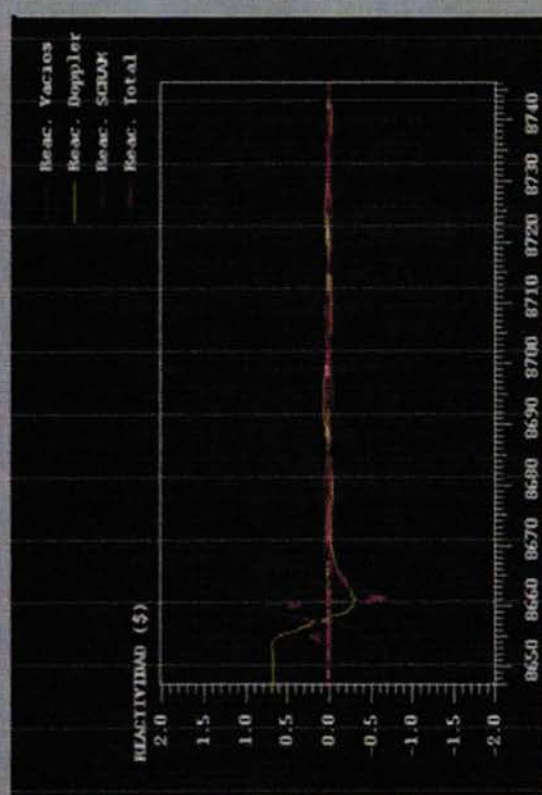
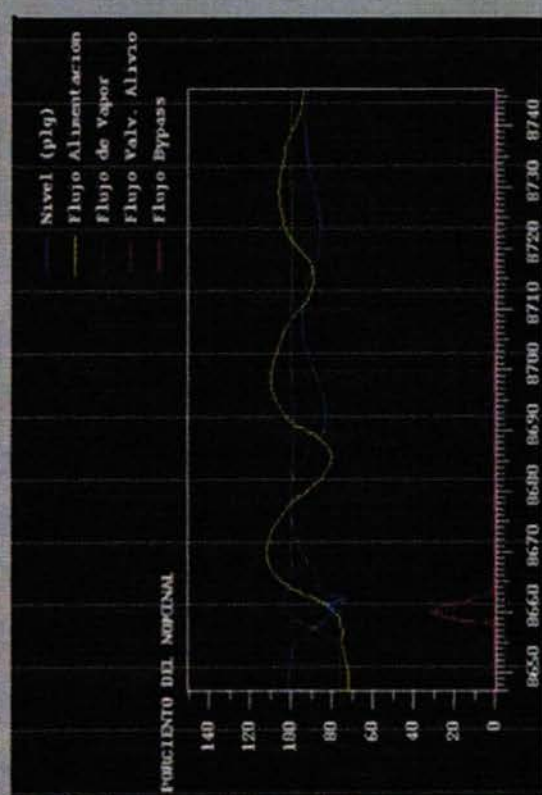
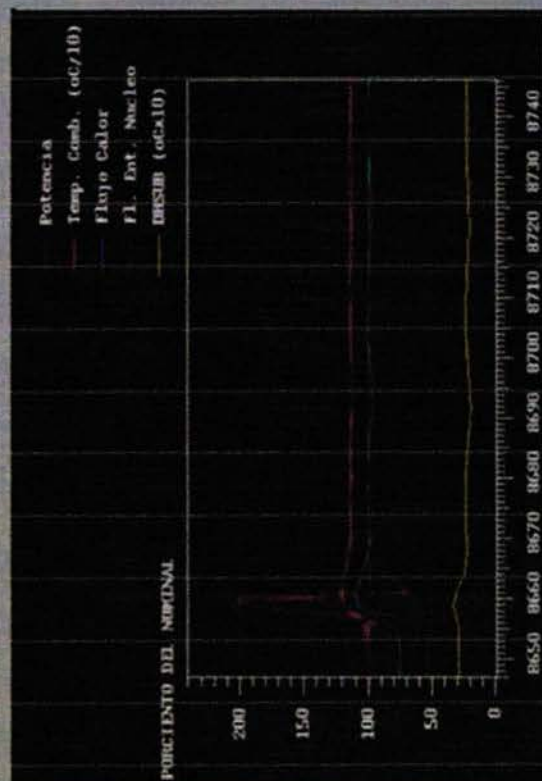
Graficas

Continuar

Arrancar

Restablecer

Salir



3.3 Capacidades de RELAP5/SCDAP

Los eventos descritos anteriormente ilustran solo un ejemplo para comprobar que la implementación del modelo fue satisfactoria. Sin embargo el modelo es capaz de simular un conjunto muy amplio de eventos transitorios, siempre y cuando no se requiera de una cinética espacial. En la Tabla 3.3, se tiene una lista de algunos de los eventos transitorios que pueden simularse con el presente desarrollo.

Tabla 3.3. Capacidades de RELAP5/SCDAP

	<i>Capacidades de RELAP/SCDAP</i>	<i>Neutrónica</i>
1	Pérdida de calentamiento del agua de alimentación	Cinética Puntual
2	Falla del regulador de presión - Cerrado	Cinética Puntual
3	Generator Load Rejection	Cinética Puntual
4	Disparo de turbina	Cinética Puntual
5	Cierre de la válvula de aislamiento de la línea de vapor principal	Cinética Puntual
6	Pérdida del condensador de vacío	Cinética Puntual
7	Disparo de la bomba de recirculación	Cinética Puntual
8	Falla del control del flujo de recirculación– Disminución de flujo	Cinética Puntual
9	Falla del control de agua de alimentación	Cinética Puntual
10	Apertura inadvertida de la válvula de alivio o seguridad	Cinética Puntual
11	Falla del regulador de presión – Abierto	Cinética Puntual
12	Pérdida del flujo de agua de alimentación	Cinética Puntual
13	Pérdida de potencia externa	Cinética Puntual
14	Falla del control de flujo de recirculación– Incremento de flujo	Cinética Puntual
15	Pérdida de refrigerante para el apagado	Cinética Puntual
16	LOCAS grandes y pequeños	Cinética Puntual

Capítulo IV

CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO

El presente capítulo presenta un análisis de los resultados obtenidos en el desarrollo del modelo del reactor, así como de su incorporación al simulador de aula prototipo, haciendo énfasis en las características principales de los elementos que conforman a la implementación y las posibles aplicaciones de esta potente herramienta en el área de la ingeniería nuclear. Como se sabe, cualquier sistema es susceptible de ser mejorado y/o corregido, por lo que también se da un bosquejo de las mejoras y aportaciones que pudieran realizarse para un mejor desempeño del sistema desde el punto de vista del desarrollo en trabajos futuros.

4.1 Elementos del Sistema y Posibles Aplicaciones

En la industria nuclear, debido a limitaciones computacionales, se han utilizado modelos simplificados en la representación (simulación) de eventos transitorios y accidentes en las plantas nucleares para describir su fenomenología con un tiempo de respuesta mucho mayor al tiempo real de simulación. Afortunadamente, existe una evolución en los programas de simulación nucleares de tipo dinámicos, como lo es el conjunto de programas RELAP5/SCDAP. Este conjunto de programas es de los llamados de mejor estimación que permite el análisis cuantitativo de los sistemas que involucran el modelo a un nivel de detalle de componente, y que con la evolución de los equipos de cómputo, permite el análisis en tiempo real de ejecución e incluso menor al tiempo real de simulación. De ahí el interés de su aplicación en un simulador del tipo descrito en el presente trabajo de tesis. Por otra parte existe un gran interés en la comunidad internacional nuclear en la utilización, desarrollo y validación de interfaces gráficas como potentes herramientas interactivas en el diseño, análisis y capacitación de personal entre otras aplicaciones.

A continuación se listan los resultados obtenidos en el presente desarrollo de tesis.

1. En un desarrollo previo al presente trabajo, se logró incorporar el código RELAP5/SCDAP al prototipo del Simulador de Aula actualmente en desarrollo por parte del GRIN. La incorporación consistió en desplegar variables del código en los diferentes despliegues gráficos del simulador de aula, como lo son gráficas de tendencia, balance de planta, mímicos y pictóricos, etc. Como una continuación del desarrollo previo mencionado, en el contexto del presente trabajo, se logró la manipulación de variables del código RELAP5/SCDAP a partir de los despliegues del simulador de aula, en tiempo real de ejecución. Por lo tanto la suma de ambos desarrollos permitió obtener una incorporación dinámica e interactiva implementada en una plataforma con sistema operativo *UNIX*, empleando memoria compartida junto con programas de comunicación como manejador de base de datos. En un principio se contempló la posibilidad de implementar el sistema de despliegues en una plataforma con sistema operativo Windows, sin embargo no se tenían suficientes bases con respecto a los desarrollos previos lo cual significaba la necesidad de emplear más recursos de tiempo-hombre para la investigación y el desarrollo, quedando fuera del tiempo destinado para la realización del programa de maestría.
2. Fue construido el modelo de reactor de la CNLV. Dicha construcción abarca tres de las cuatro áreas fundamentales, a saber: Hidrodinámica, Estructuras de calor y Cinética. El modelo de los Sistemas de Control, aunque está contenido en el archivo de entrada del modelo, fue tomado de otras fuentes [14]. Fueron modelados los principales sistemas que comprenden las áreas mencionadas, lazos de recirculación, línea de vapor principal, núcleo del reactor, fondo y domo de la vasija, placa soporte del núcleo, flujo de descenso al pleno, cinética (puntual) del reactor, mecanismos de retroalimentación, ensambles de combustible (combustible, holgura y encamisado). Los sistemas de enfriamiento de

emergencia (HPCS, LPCS, LPCI), así como el sistema de agua de alimentación y el modelo de la turbina fueron modelados como fuentes y sumideros emulando el comportamiento del sistema real. El modelo construido fue simulado en estado estacionario y a partir de estado estacionario, un transitorio que se inicia por la falla de un dispositivo de control asociado al sistema de agua de alimentación del reactor, lo cual fuerza la demanda hasta su límite superior que deriva en un incremento nivel de agua de la vasija que finalmente excede el nivel de seguridad de la vasija (L8, impuesto para evitar el daño a la turbina por arrastre de gotas de agua).

Los resultados obtenidos del estado estacionario simulado fueron satisfactorios. Sin embargo para el evento transitorio la respuesta generada en el modelo de separador del código RELAP5/SCDAP presentó discrepancia con los resultados deseados. Se notó que el modelo de separador presenta irregularidades en eventos transitorios, el modelo presenta inestabilidad cuando surge alguna variación de los parámetros del separador, esto produce un retraso en su respuesta con respecto a la esperada, basada en los datos de comparación. Por ejemplo el tiempo que tarda el cambio de nivel en la vasija desde que inicia el transitorio en estado normal hasta el nivel ocho, de la referencia de comparación se tienen alrededor de 14 segundos, sin embargo para el modelo simulado este tiempo tarda aproximadamente 22 segundos. Otro evento transitorio que se simuló fue el de flujo de refrigerante asimétrico, este evento se inició desde estado estacionario mediante el disparo de una de las bombas de recirculación. Para este evento se obtuvo una respuesta satisfactoria ya que en la evaluación cualitativa del evento, los resultados fueron acordes con los datos de referencia. Una característica importante en este tipo de eventos es que las variables como la presión, el flujo de agua de alimentación, el flujo de vapor, oscilan cuando el reactor está operando a baja potencia. Estas variables fueron observadas desde las gráficas de tendencia implementadas en el Simulador de Aula en tiempo real de ejecución.

3. Una vez incorporado el código RELAP5/SCDAP al prototipo del Simulador de Aula y haber construido el modelo de la CNLV, se realizaron pruebas de interactividad a partir de los despliegues en base a los transitorios descritos en el párrafo anterior. Los transitorios fueron iniciados mediante la manipulación de los componentes representados en las distintas gráficas, esto es, disparo de bombas de recirculación, disparo de turbina, cierre de válvulas, etc. El modelo en RELAP/SCDAP, respondió de acuerdo a lo esperado. Las simulaciones se realizaron incluso con tiempo menor al tiempo real de ejecución. Los resultados obtenidos permiten concluir que el desarrollo efectuado fue satisfactorio y presenta enormes ventajas, como ya se ha mencionado, respecto a la capacidad y tiempo de análisis, al utilizar herramientas de visualización en tiempo real de ejecución. La incorporación de los despliegues gráficos que muestran información en tiempo de ejecución puede ser utilizado como una herramienta para validación de los modelos matemáticos que contiene el código ya que es posible comparar de manera directa los resultados obtenidos de la simulación con resultados reales reportados.

4.2 Trabajo Futuro

El modelo desarrollado simula los principales sistemas del reactor. Sin embargo, existen otros sistemas también de importancia que requieren ser modelados e incorporados en el desarrollo. Por ejemplo, la alberca de supresión, los sistemas de emergencia del reactor, el sistema de agua de alimentación, el sistema de condensado y recalentamiento, etc. Para su simplicidad estos sistemas fueron incorporados en el modelo, representados por volúmenes de control dependientes del tiempo como fuentes o como sumideros.

Por el momento el modelo es capaz de modelar operación a potencia y derivar en un evento transitorio, sin embargo es posible realizar ajustes que permitan simular recarga de combustible, arranque y parada del reactor. Se cuenta ya con un modelo de la turbina de la CNLV, que será integrado al modelo aquí desarrollado. Actualmente se trabaja en modelos de los separadores de vapor en el núcleo.

Como ya se mencionó, el modelo utiliza la versión de RELAP5/SCDAP proporcionada por el OIEA, sin embargo se trabajará en la adecuación del modelo para la versión que se tiene de RELAP5/SCDAPSIM. Para lograr un mayor espectro de simulaciones del reactor como accidentes postulados y eventos especiales, se incorporarán al modelo los componentes del programa SCDAP, el cual modela el comportamiento del núcleo durante un accidente severo en su fase inicial y tardía. El modelo del núcleo incluye, el sobrecalentamiento de las barras de combustible, deformación y ruptura, liberación de productos de fisión, oxidación prematura, fundición del zirconio, disolución de UO_2 , flujo y enfriamiento del encamisado y combustible fundido; formación, comportamiento y transporte del material fundido. El código también modela barras de control y sus componentes.

El modelo desarrollado requiere de un programa más estricto de pruebas (y validación) que el realizado en el presente trabajo de tesis. Sin embargo, dicho programa de pruebas y validación solo podrá ser implementado una vez que se haya avanzado en el desarrollo de modelos de otros sistemas fundamentales y que ya han sido mencionados.

También se está trabajando en versiones del Simulador de Aula bajo otras plataformas computacionales (computadora personal, y un cluster de 16 nodos) y otros sistemas operativos (windows XP y LINUX). Finalmente se trabaja en una versión del sistema a implementarse en la *World Wide Web* como parte del concepto llamado “sistema multimedia para educación y entrenamiento a distancia”, en donde los usuarios del sistema podrán ejecutar diversos escenarios de simulación para propósitos de entrenamiento, capacitación, diseño y análisis en localidades remotas.

Bibliografía

- [1] C. Chávez-Mercado, "A Classroom Análisis Simulator for Laguna Verde Nuclear Power Plant." Proceedings of the ANS International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies. Vol. I, pp 445-450. The Pennsylvania State University, PA. May 6-9, 1996.
- [2] C. Chávez Mercado, "An Advanced Graphical Human-Machine Interface for a Classroom Analysis Simulator of Nuclear Proceses." Proceedings of the IERE Workshop on Human Factors in Nuclear Power Plants. Operation Session (2) Interface. TEPCO R & D Centres, Tokio, Japan. May 27-30, 1996.
- [3] B. E. Zayas Pérez, C. Chávez Mercado, "Interface Gráfica Hombre-Máquina Avanzada para un Simulador de Procesos Nucleares para Entrenamiento en Aula". México Nuclear, Revista de la Sociedad Nuclear Mexicana, año 2 No. 5. pags. 8-16, Abril-Junio 1996.
- [4] C. Chávez Mercado, B. Zayas-Pérez, J. Valdés-Parra, and H. Ocampo-Mansilla. "The classroom Análisis Simulator: A Training and Research Tool for Nuclear Power Plant Operations." Proceedings of the 1997 IEEE 6th Conference on Human Factors and Power Plants. Orlando, Florida. June 1997.
- [5] SCDAP/RELAP5/MOD3.2 code manual. Volume I, II, III, IV, V. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. October 1997
- [6] Francisco Samuel Cortés Martell "Desarrollo de Interfaces Gráficas Avanzadas Prototipo Basadas en los Códigos Nucleares RELAP/SCDAP y MELCOR" Tesis de Licenciatura, Facultad de Ingeniería. UNAM. Marzo de 2003.
- [7] José Humberto Salazar Cravio "Incorporación de los Códigos RELAP/SCDAP al Simulador de Procesos Nucleares para Análisis y Entrenamiento en Aula". Tesis de Licenciatura, Facultad de Ingeniería. UNAM. Abril de 2002.
- [8] Kenneth Wark, Jr. TERMODINÁMICA, McGRAW-HILL, 5ª. Edición en español, 1987, U.S.A.
- [9] Lahey R. T. Jr, Moody F. J., The Thermal Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, American Nuclear Society, USA, 1977.
- [10] Duderstadt, James J. Hamilton Louis J, Nuclear Reactor Analysis, John Wiley & Sons, Inc. USA , 1976.

- [11] “Simulación en Tiempo Real de la Termohidráulica de un Reactor de Agua Hirviente”, Juan Carlos Ramos Pablos. Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, Diciembre de 1991.
- [12] Drury R. S., et. al. Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 and 2 Transient Safety Analysis Report, GEZ-7363, General Electric Co, December 1986.
- [13] Ramos J. C., Espinoza G., Morales J., Documento Final del Modelo del Núcleo para el Simulador de Entrenamiento de Operadores de la CNLV, Departamento de Simulación, Instituto de Investigaciones Eléctricas. Marzo 1991, Cuernavaca Morelos.
- [14] Jerson Sánchez Jaramillo, “Simulación del Sistema de Control de Presión para un Reactor Nuclear de Agua en Ebullición”. Tesis de Licenciatura, Facultad de Ingeniería. UNAM. Abril 2004.
- [15] Final Safety Analysis Report. Laguna Verde Nuclear Power Station - 1 & 2 . Comisión Federal de Electricidad.
- [16] EPRI - NP4498. The Reactor Analysis Support Package. Vol. 2 and 3. Final Report. 1986.