

66

**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO**

FACULTAD DE INGENIERIA

**"INCORPORACION DE LOS CODIGOS
RELAP/SCDAP AL SIMULADOR DE PROCESOS
NUCLEARES PARA ANALISIS Y ENTRENAMIENTO
EN AULA"**

T E S I S

**QUE PARA OBTENER EL TITULO DE
LICENCIADO EN INGENIERIA MECANICA
ELECTRICISTA**

P R E S E N T A

JOSE HUMBERTO SALAZAR CRAVIOTO

DIRECTOR

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**

DR. CARLOS CHAVEZ MERCADO

MEXICO, D.F. EN EL MES DE MARZO DE 2002





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.

PAGINACIÓN

DISCONTINUA

Agradecimientos

Al **Dr. Carlos Chávez Mercado**, por su disponibilidad y esfuerzo para guiarme en la realización de este trabajo. Por su entusiasmo y confianza en mi capacidad para lograr la meta que nos fijamos.

A la valiosa ayuda recibida de los investigadores:

Mtro. Juan Carlos Ramos Pablos

Dr. Miguel Ceceñas Falcón

Dr. Juan Luis Francois Lacouture

Dra. Cecilia Martín Del Campo Márquez

A ellos, doy las más expresivas gracias.

Dedicatorias

Dedico este trabajo a mis abuelos, padres, hermanos y sobrinos por su paciencia y aceptación para el logro colectivo de una meta y para la superación de nuestro núcleo familiar.

ÍNDICE

<i>INTRODUCCIÓN</i>	<i>vi</i>
<i>CAPITULO I: ASPECTOS PRELIMINARES SOBRE LOS SIMULADORES</i>	<i>1</i>
<i>1.1 Simuladores</i>	<i>1</i>
<i>1.2 Utilización de los simuladores en las centrales nucleoelectricas.</i>	<i>3</i>
<i>1.3 Simulador réplica de la Central Nuclear de Laguna Verde.</i>	<i>7</i>
<i>1.4 Prototipo del Simulador de aula para la CNLV.</i>	<i>8</i>
<i>1.4.1 Interfaz del operador</i>	<i>10</i>
<i>CAPITULO II: ANTECEDENTES DEL CÓDIGO SCDAP RELAP</i>	<i>18</i>
<i>2.1 Introducción.</i>	<i>18</i>
<i>2.2 Áreas de aplicación.</i>	<i>19</i>
<i>2.3 Arquitectura de los códigos.</i>	<i>22</i>
<i>2.3.1 Código fuente.</i>	<i>22</i>
<i>2.3.2 Organización del código.</i>	<i>22</i>
<i>2.4 Filosofía en el modelado de los archivos de entrada.</i>	<i>25</i>
<i>2.4.1 Formato de control.</i>	<i>26</i>
<i>2.4.2 Organización de los manuales del código RELAP SCDAP.</i>	<i>30</i>

<i>CAPÍTULO III: INCORPORACIÓN DE LOS CÓDIGOS RELAP/SCDAP AL SIMULADOR</i>	32
3.1 <i>Implementación</i>	32
3.1.1 <i>Identificación de las variables dentro del código.</i>	33
3.1.2 <i>Rutina de comunicación SHMCTEST.C que lee las variables del código y las deposita en memoria compartida.</i>	38
3.1.3 <i>Despliegues gráficos del Simulador de Aula.</i>	40
3.1.4 <i>Modificación del archivo de entrada.</i>	45
<i>CAPÍTULO IV: EVALUACIÓN Y RESULTADOS DEL DESARROLLO</i>	46
4.1 <i>Procedimiento de evaluación.</i>	46
4.2 <i>Descripción del transitorio.</i>	47
4.3 <i>Resultados de la incorporación.</i>	54
<i>CAPÍTULO V: CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO</i>	64
5.1 <i>Ventajas de la incorporación.</i>	64
5.2 <i>Conclusiones.</i>	65
5.3 <i>Trabajos futuros</i>	66
<i>BIBLIOGRAFÍA</i>	67
<i>APÉNDICE A : DESCRIPCIÓN GENERAL DE UNA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA</i>	1-A
<i>APÉNDICE B : RUTINA DTSTEP.F DEL CÓDIGO RELAP SCDAP</i>	1-B

Lista de figuras

<i>Figura 1.1 : Despliegues del edificio de la contención primaria y vasija del reactor para la representación de accidentes severos</i>	<i>12</i>
<i>Figura 1.2 : Despliegues del ciclo Rankin para la representación de información de primer nivel del balance de planta</i>	<i>14</i>
<i>Figura 1.3 : Despliegue del Panel BB-09, mostrando la instrumentación asociada a los sistemas de refrigeración de emergencia.....</i>	<i>10</i>
<i>Figura 2.1 : Arquitectura de la estructura superior del código.....</i>	<i>24</i>
<i>Figura 2.2: Diagrama de nodalización de la vasija del reactor y sistemas asociados.....</i>	<i>29</i>
<i>Figura 3.1: Sección de Memoria Compartida disponible a múltiples procesos (Adaptada de Alan Deikman "UNIX Programming on the 80286 80386" M&T) Books.....</i>	<i>35</i>
<i>Figura 3.2: Despliegue global representando la vasija del reactor.....</i>	<i>42</i>
<i>Figura 3.3: Despliegue global representando gráficas de tendencia.....</i>	<i>44</i>
<i>Figura 4.1: Gráficas del transitorio tomadas del RASP.....</i>	<i>50</i>
<i>Figura 4.2: Gráficas del transitorio tomadas de la incorporación.....</i>	<i>57</i>

INTRODUCCIÓN

Las herramientas basadas en computadora han adquirido gran importancia dentro de las centrales de generación eléctrica y en general en las diferentes ramas de la industria, así como en el comercio, la medicina y la economía. Estas herramientas son empleadas como componentes estándar en los programas de entrenamiento.

A diferencia de las industrias de generación eléctrica convencionales de mayor aplicación, cuyo energético primario son los combustibles fósiles en las plantas termoeléctricas y la energía potencial del agua para las plantas hidroeléctricas, la industria nuclear emplea al uranio [1] como energético primario en la producción de electricidad. El uranio cuando se fisiona libera una gran cantidad de energía que supera, por mucho, a la cantidad de energía que se desprende del quemado de los combustibles fósiles como el petróleo, carbón o gas. Debido a esto, en las plantas nucleoelectricas, es importante controlar o moderar la fisión del uranio para tener un desempeño óptimo de la planta y evitar accidentes y desastres. El factor de riesgo de accidente que más preocupa en la industria nuclear, es el factor humano, como lo demuestran el accidente de Tres Millas y el de Chernobil. Para reducir el riesgo de un accidente en las centrales nucleares, además de extremar las medidas de seguridad y control de todos los sistemas que involucran a la central, se debe de cuidar que el personal que opera en los cuartos de control de dichas centrales posea el entrenamiento y la capacitación necesarias para reducir al máximo, y si es posible eliminar el riesgo del error humano.

En años recientes, en la industria nuclear, se han logrado progresos importantes para proveer un amplio rango de servicios educativos, analíticos, de diseño y de entrenamiento, basados en el uso de simuladores de centrales nucleares.

El interés que tienen diferentes organismos, instituciones y universidades en apoyar el desarrollo tecnológico para mejorar el desempeño de las centrales nucleares, en parte se debe a que, por ahora, es la forma más limpia y segura para producir electricidad y que probablemente el uranio será el energético primario inmediato más utilizado para la generación de energía eléctrica, cuando los combustibles fósiles empiecen a agotarse. Parte de este apoyo que se brinda para las centrales nucleares se da en el desarrollo de herramientas basadas en computadoras, como simuladores, para el entrenamiento del personal que labora en los cuartos de control de dichas centrales.

En apoyo al sector nucleoelectrico nacional, el Grupo de Ingeniería Nuclear (GRIN) de la Facultad de Ingeniería (FI) tiene como uno de sus principales objetivos, desarrollar el Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN).

El principal componente del LAIRN es el prototipo del Simulador de Aula, el cual consiste en un sistema de cómputo robusto, modular y reconfigurable que permite la simulación del funcionamiento de los principales sistemas de la Central Nucleoelectrica Laguna Verde (CNLV). Incluye un sistema de visualización donde se observa el comportamiento de los procesos nucleares, mediante la representación virtual (emulación) de paneles de control, diagramas mimicos y pictoriales y graficas de tendencia correspondientes a los principales sistemas de la central.

Dentro del desarrollo del Simulador de Aula, también se busca que la dinámica compleja de los procesos nucleares involucrados sea controlada mediante códigos nucleares que emplean modelos altamente especializados para representar los principales fenómenos físicos que se llevan a cabo en las centrales nucleoelectricas. El código RELAP/SCDAP [2,3] está diseñado para describir el comportamiento termohidráulico de los sistemas de la planta, la cinética del reactor, así como la progresión de daños al núcleo en accidentes postulados.

Los diferentes sistemas que integran al simulador de aula, como son los códigos de simulación, los despliegues gráficos, las unidades de procesamiento, los sistemas operativos que emplean las unidades de procesamiento, los programas desarrollados para la comunicación de los sistemas, y en general las herramientas de *hardware* y *software*, son el resultado de múltiples actividades que requieren un esfuerzo considerable de integración.

El principal objetivo del presente trabajo de tesis es incorporar de forma dinámica el código nuclear especializado RELAP/SCDAP dentro del prototipo del Simulador de Aula. El interés radica en el hecho de poder utilizar herramientas computacionales que faciliten, tanto el entrenamiento en la operación de las centrales, como el análisis y el diseño en el campo de la ingeniería nuclear, y ramas afines.

El contenido de la presente tesis, se compone de cinco capítulos. En el capítulo I se describen los diferentes tipos de simuladores y su aplicación, dándose énfasis en las características principales del simulador de la CNLV. En este mismo capítulo también se describe la interfaz del operador del simulador de aula prototipo existente.

El capítulo II contiene una descripción detallada de los antecedentes, desarrollo, aplicaciones, capacidades y formatos para los modelos del código RELAP/SCDAP.

El capítulo III describe los fundamentos teóricos y conceptuales para la adopción de la metodología de la incorporación del código RELAP/SCDAP al simulador.

En el capítulo IV se presenta el método para la evaluación del desarrollo, objeto del presente trabajo, mostrando los resultados que se lograron.

Finalmente en el capítulo V se mencionan las conclusiones generales de la tesis y el trabajo futuro relacionado. El apéndice A contiene las modificaciones efectuadas al código RELAP/SCDAP.

CAPÍTULO I

ASPECTOS PRELIMINARES SOBRE LOS SIMULADORES

El presente capítulo tiene como objetivo describir aspectos relevantes de los simuladores y su utilización en la industria nuclear: definición, clasificación, aplicaciones, alcance, etc. Se mencionan las características principales del simulador réplica de la CNLV y se finaliza el capítulo con la descripción del prototipo del simulador de aula e interfase del operador para la manipulación de despliegues gráficos para visualización de información y control.

1.1 Simuladores

Un simulador es un programa o conjunto de programas de computadora, así como diversos accesorios de monitoreo y/o control (vía software o hardware) que en su conjunto permite reproducir y/o predecir el comportamiento de un sistema del mundo real.

Básicamente en cualquier tipo de simulación, es posible identificar tres procesos fundamentales; (a) inicialización y proceso de entrada, (b) ejecución del modelo o modelos del proceso simulado y (c) el proceso de salida o de respuesta del sistema. Normalmente estos tres procesos se ejecutan en forma iterativa hasta alcanzar un estado o comportamiento satisfactorio del sistema simulado.

El proceso de inicialización y proceso de entrada establece las condiciones de frontera y los parámetros que el sistema utilizará para iniciar, o continuar el proceso de simulación. Normalmente si ambos, condiciones de frontera y parámetros iniciales o de entrada son definidos o calculados correctamente, la segunda etapa, la de ejecución del modelo, permitirá alcanzar de manera eficiente y realista un estado específico.

La ejecución del modelo tiene como objetivo lograr la representación de un estado estacionario o dinámico en base a los requerimientos del usuario o impuestos por las condiciones de frontera establecidos en el modelo bajo estudio.

La salida del simulador es un conjunto de mediciones, concernientes a las reacciones observables y al cumplimiento del sistema, las mediciones son solamente estimaciones de qué deben, o deberían ser las mediciones del mundo real, esto es, por que una abstracción de un sistema del mundo real es simulada.

Típicamente simulamos más que experimentamos por varias razones:

- el sistema aún no existe
- la experimentación con el sistema real es costosa, consume demasiado tiempo o es demasiado peligrosa
- la experimentación con el sistema resulta inapropiada. Por ejemplo, cuando se intenta establecer el resultado de una secuencia de acciones bajo condiciones de operación anormal o de accidente.

1.2 Utilización de los simuladores en las centrales nucleoelectricas.

Los simuladores juegan un papel importante en los programas de entrenamiento para los operadores que laboran en las plantas de energía nuclear.

El objetivo de un entrenamiento empleando simuladores es asegurar que los operadores adquieran y practiquen habilidades específicas relacionadas con la operación segura y eficiente de la planta.

Existen diversos tipos de simuladores los cuales pueden ser clasificados según los objetivos que se pretenda alcanzar con su utilización [4]:

- *Simulador de amplio alcance.* Este tipo de simulador está diseñado para cubrir y representar un amplio espectro de escenarios bajo regímenes de operación normal, anormal y de accidente los cuales podrían ser o no representativos de una planta específica.
- *Simulador Réplica.* Además de pertenecer a la categoría de simuladores de amplio alcance, este tipo de simulador se caracteriza por reproducir fielmente el comportamiento y la distribución física de la instrumentación existente en el cuarto de control real de una central específica.
- *Simulador de tareas parciales.* Este tipo de simulador se utiliza para la representación de sistemas aislados, componentes y/o escenarios específicos y tienen como finalidad estimular el aprendizaje con un alto contenido de especialización.

- *Simulador de principios básicos.* En este tipo de simulador, si bien la fidelidad en la representación de una planta específica no es de importancia, si es relevante que su utilización conduzca a un entendimiento claro de la fenomenología involucrada en el proceso simulado.
- *Simulador de concepto.* Se utiliza para la representación de un escenario o tarea específica y su intención es que el personal que lo utiliza desarrolle conciencia sobre los riesgos potenciales en respuesta a una o una serie de acciones.

El número de simuladores para entrenamiento por central de energía nuclear es significativo, y en algunos casos más de uno por central. De acuerdo con datos obtenidos en un estudio realizado por la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico [4], toda la población de operadores en las plantas nucleares, reciben entrenamiento en simuladores de amplio alcance. Una gran mayoría de centrales proporciona entrenamiento en simuladores réplica de amplio alcance.

En el desarrollo e implementación de cualquier tipo de simulador, es importante contar con una funcionalidad adecuada para garantizar la aceptación del mismo. Se deben considerar los siguientes aspectos.

Alta fidelidad: La fidelidad física es la medición del grado de similitud entre el simulador y la unidad referida con respecto al equipo y al código de simulación.

Alta flexibilidad: Para realizar entrenamientos con múltiples propósitos, se debe facilitar la reorganización de los instrumentos y el intercambio de los módulos.

Alta modularidad: Permite añadir, eliminar o modificar módulos del sistema sin alterar el diseño básico.

El objetivo principal de proporcionar entrenamiento a los operadores es desarrollar en ellos habilidades y conocimientos específicos sobre el manejo y operación de la planta. Se listan los aspectos más importantes [5]:

Habilidades:

- Diagnóstico de eventos.
- Intercambio de operación.
- Selección y uso de procedimientos de la planta.
- Tomar el control de sistemas automáticos si es requerido.
- Interpretar, verificar y dar prioridad a las alarmas y anunciadores.
- Localización y manipulación de controles, verificación de respuestas.
- Interpretación de las respuestas del sistema y predicción de los efectos en la planta.

Conocimientos:

- Especificaciones técnicas.
- Respuesta integrada de la planta.
- Procedimiento del plan de emergencia.
- Procedimientos de operación de la planta.
- Procedimientos de operación en emergencia.

Además de servir como herramienta de entrenamiento, los simuladores representan una excelente herramienta para la investigación de factores humanos, principios básicos de diseño de interfase hombre-máquina y estudios de desempeño y confiabilidad humana

Generalmente los procedimientos empleados en los simuladores son los mismos que en la planta, sin embargo existen algunas diferencias notables.

Los simuladores deben permitir entre otras funciones [5]:

- Pausa
- Retroceso
- Repetición
- Graficación
- Reinicialización
- Simulación de fallas
- Ejecución en tiempo real
- Ejecución más lenta que en tiempo real
- Ejecución más rápida que en tiempo real
- Operación normal y en estado estacionario
- Registro de acciones, estados operacionales y fallas

En el desarrollo de los simuladores es necesario contemplar la correcta organización de los datos que van a ser empleados por los diferentes procesos, seleccionando el método que convenga dependiendo de la arquitectura que se emplee, esto puede derivar en un manejador de bases de datos, memoria compartida, base de datos orientadas a objetos, etc.

1.3 Simulador réplica de la Central Nuclear de Laguna Verde.

El simulador réplica para el entrenamiento de operadores de la CNLV fue diseñado, construido y puesto en operación por el Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) en 1991.

Este simulador está integrado por tableros de instrumentos idénticos al cuarto de control de la CNLV (ver apéndice A), así como por equipos y programas de cómputo que reproducen fielmente la operación del mismo y los efectos de las diversas acciones y maniobras de control que deben efectuar los operadores.

Este simulador presenta las siguientes ventajas:

- i) Los operadores ejercitan las acciones y maniobras de control en una amplia gama de condiciones de operación normales y de emergencia.
- ii) El entrenamiento se realiza en un cuarto de control idéntico al de la central
- iii) Se ahorran divisas al no tener que mandar a los operadores a adiestrarse al extranjero en simuladores genéricos que no tienen el mismo alcance ni la misma disposición de los instrumentos.
- iv) Es posible actualizar los escenarios de entrenamiento para incorporar las mejoras continuas que se realizan en los procedimientos de operación de emergencia y las actualizaciones de la propia planta.

El simulador réplica de la CNLV cumple con todos los requerimientos estipulados por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS) y en particular por los determinados por la norma ANSI/ANS-3 de 1985, en la cual se basan la mayor parte de los simuladores existentes.

1.4 Prototipo del Simulador de aula para la CNLV.

Si bien los simuladores de amplio alcance constituyen una herramienta fundamental en el entrenamiento del personal de operación de una central nuclear, el uso de simuladores especializados y herramientas de análisis esta en aumento como un complemento para un entrenamiento óptimo y más eficiente.

Según estudios realizados [4] se estima que de un 75 a 80 % de las necesidades de entrenamiento pueden satisfacerse con la representación del 25 al 30 % de la instrumentación existente en el cuarto de control, lo cual justifica el desarrollo del simulador de aula donde esta fracción de la instrumentación puede implementarse en despliegues gráficos mediante pantallas sensibles al tacto (instrumentación virtual).

El concepto del Simulador de Aula se refiere a la representación y emulación de sistemas, componentes, paneles de control e instrumentación en diversos despliegues gráficos generados por computadora. 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 desarrollo del Simulador de Aula se inició en el Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) (1995-1996), con el propósito de apoyar y entrenar al personal de operación de la CNLV. Este simulador, se implantó 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 [6,7], diagramas mímicos y pictóricos bajo una arquitectura de simulación distribuida. El Simulador de Aula prototipo 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 [8-11].

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 operación de la Central Nuclear de Laguna Verde, el Simulador de Aula prototipo, será 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.

1.4.1 Interfase del operador.

La interfase del operador es del tipo de manipulación directa [9,10] que simulan los paneles de control. Representan una realidad virtual de los instrumentos y controles cuya funcionalidad es similar a los del simulador réplica actual. Por medio de la manipulación directa, el sistema permite al operador visualizar y manipular la instrumentación vía interacción con el ratón, teclado o mediante pantallas sensibles al tacto (*touch-screen*).

Actualmente el sistema contiene una representación de los paneles BB-09, BB-10 y BB-11 (ver apéndice A), vasija del reactor, contención primaria, gráficas de tendencia, y despliegues de balance de planta de la CNLV. Las figuras 1.1, 1.2 y 1.3 son ejemplo de estos despliegues.

Los paneles contienen la instrumentación asociada a los sistemas de refrigeración de emergencia, agua de servicio nuclear, recirculación e instrumentación y control nuclear. Los despliegues gráficos que representan los paneles de control se han diseñado para que tengan una alta similitud con los paneles del simulador de entrenamiento actual, pero tratando de evitar un realismo excesivo e innecesario que podría crear un ambiente complejo para el operador.

Los despliegues del módulo de la interfase del operador permiten manipular parámetros del módulo de simulación de la planta para la reproducción de diferentes escenarios operacionales. También permiten el monitoreo de parámetros críticos mediante instrumentos de medición e informativos. La interacción con los despliegues recrea la manipulación en un tablero real de la planta.

11

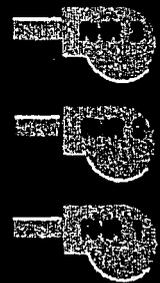
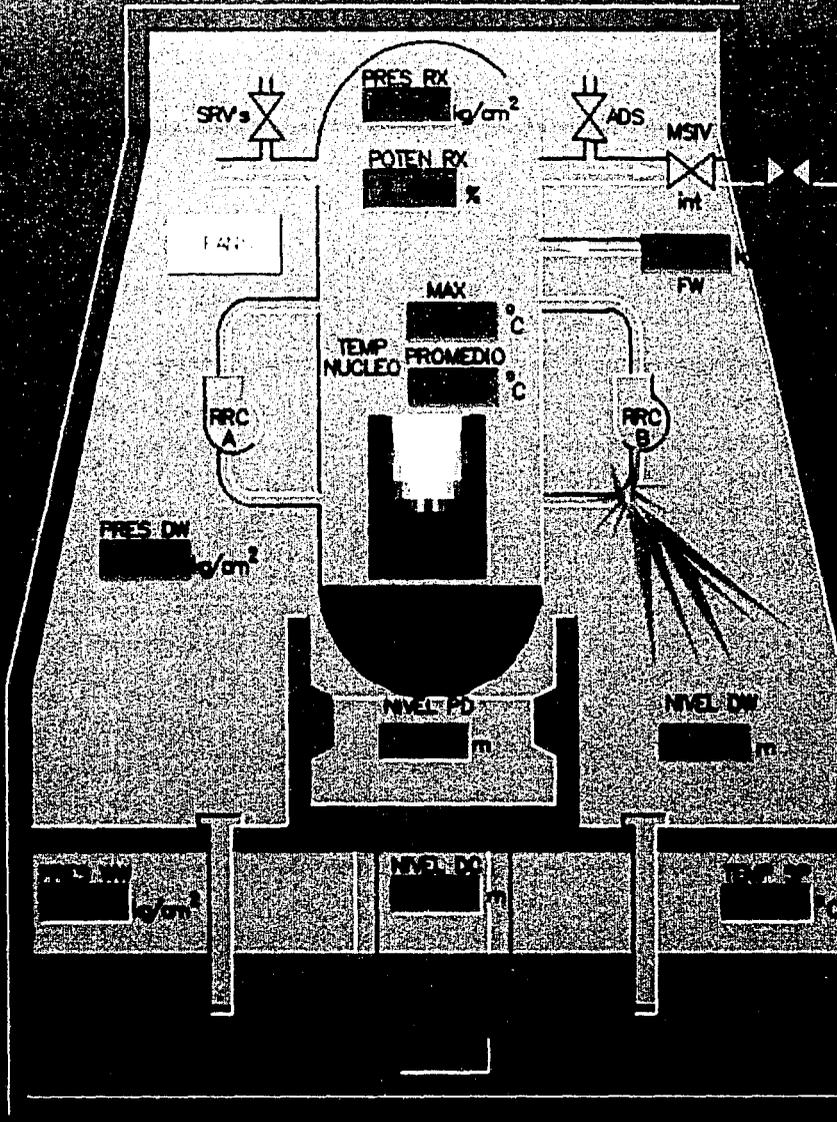
Figura 1.1 Despliegues del edificio de la contención primaria y vasija del reactor para la representación de accidentes severos.

UNIDAD DE RESULTADOS DE ENERGIA NUCLEAR

Escenarios

Salir

1 7 1



13

Figura 1.2 Despliegue del ciclo Rankin para la representación de información de primer nivel del balance de planta.

611 CICLO RANKINE

612

GRID ON

Menu Local

Factor de Capacidad



Pot. Termica



Consumo Termico Unitario
kcal/kwh -1000

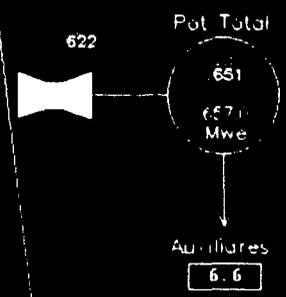
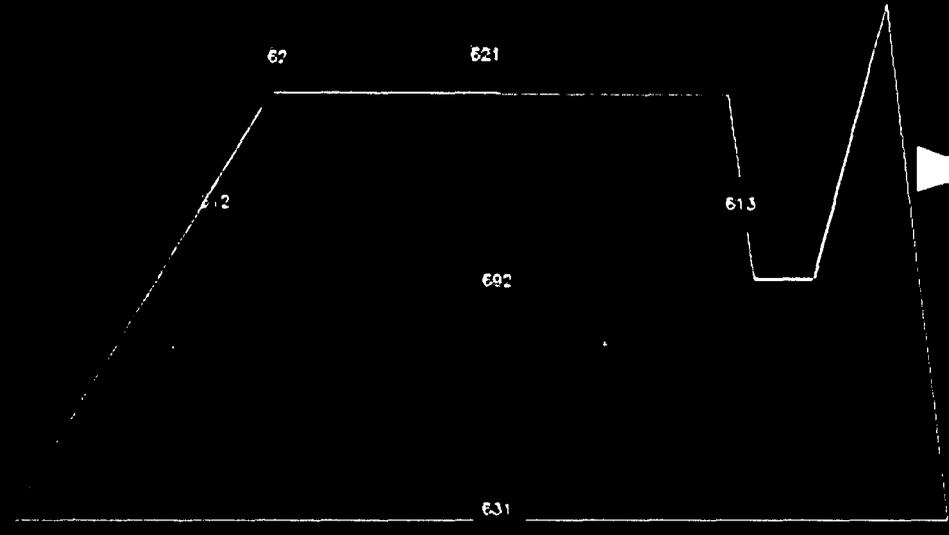


Eficiencia



Temp Press
Digits Digits
kg/cm2

642
Alarma
Desmit



Perdidas MW
Tur 40
COND 30.5
LUB 3.3
Tot 22.2

Flujo	Flujo	Flujo	Flujo
Revertido	COND A	COND B	COND P
66.6	2.2	7.7	8.6
			10
			5.6

MENU

PRINT Salir

41

15

Figura 1.3 Despliegue del panel de control BB-09, mostrando la instrumentación asociada a los sistemas de refrigeración de emergencia.

00:00:00

Restablecer

Salir

The main control panel features a central display area with a grid of buttons. On the left side, there are several rows of buttons, some with circular icons. The top of the panel has a dark bar with the text 'Restablecer' and 'Salir'. The overall layout is symmetrical and organized for easy navigation.

The bottom control panel includes a small screen on the left showing a zoomed-in view of the main panel. To its right are several navigation buttons with arrows. A 'ZOOM' section contains a '100%' button and a 'REDIBUJAR' button. At the bottom right, there is a timestamp: 'Wed Oct 21 10:38:32 1998'.

La interfase del operador está dividida en tres áreas; en la parte superior de la pantalla se encuentra el área de menús con diferentes opciones para el manejo de archivos, acceso a la información suplementaria y control de subprocesos. El área central es donde se despliegan los paneles de control y finalmente, en la parte inferior de la interfase se localiza el área dedicada al control de la visualización de los despliegues (menú de navegación). Ver figura 1.3.

CAPÍTULO II

ANTECEDENTES DEL CÓDIGO RELAP/SCDAP

En este capítulo se describe el código RELAP/SCDAP en relación a los antecedentes de desarrollo, aplicaciones, capacidad y formato del modelado de los sistemas de una central nuclear. El conocimiento de este código de simulación, por una parte reduce la incertidumbre de una mala utilización del código, y por otra parte disminuye el esfuerzo de integración de las partes que conforman al simulador de aula.

2.1 Introducción.

El código RELAP/SCDAP [2,3] se desarrolló en el Laboratorio Nacional de Energía y ambiente de Idaho (*Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INEEL*) bajo el patrocinio principal de la Oficina de Investigación Reguladora Nuclear de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de Norte América. (*Office of Nuclear Regulatory Research of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)*).

El código RELAP5/SCDAP es el resultado de la unión de los modelos que simulan los códigos RELAP5/MOD3.2 y SCDAP. Los modelos del código RELAP5 calculan la respuesta termohidráulica de los principales sistemas de la planta, interacciones del sistema de control, cinética del reactor, y transporte de gases no condensables. Los modelos del código SCDAP calculan el sobrecalentamiento y la progresión del daño de las estructuras del núcleo y base de la vasija del reactor.

La versión actual del código (RELAP5/SCDAP MOD3.2) comenzó en el año de 1995. Esta versión contiene un número de mejoras significativas a la versión anterior del código (RELAP5/SCDAP MOD3.1.). Las mejoras incluyen el desarrollo de varios modelos de fase tardía en los accidentes severos recomendadas por la NRC. También está al modelo de las barras de control de reactores de agua en ebullición (*Boiling Water Reactor, BWR*) desarrollado por el Laboratorio Nacional de Oak Ridge (*The Oak Ridge National Laboratory*) de los Estados Unidos. La librería MATPRO, propiedades de los materiales y modelos físicos asociados, fueron actualizados para incluir los efectos de las interacciones de varios materiales que no estaban considerados previamente. Para eliminar transiciones abruptas entre los estados del daño del núcleo y proveer predicciones más realistas del fenómeno de progresión en un accidente de fase tardía, se desarrollo e implementó una metodología de transición aislada, que resulta en el cálculo de una transición gradual desde una geometría del código intacto hasta diferentes estados del daño del núcleo. Finalmente, se efectuaron dos cambios en RELAP5/SCDAP para proveer consistencia entre SCDAP y RELAP en sus metodologías de cálculo.

El primer cambio fue actualizar el paquete de correlación de transferencia de calor en la versión actual del código RELAP5/3.2, e incorporarlo al código SCDAP y el segundo cambio fue implementar la misma relación implícita entre la conducción de calor y la hidrodinámica en SCDAP que es actualmente usada en RELAP5.

2.2 Áreas de aplicación.

El código SCDAP/RELAP fue desarrollado como código de mejor estimacion en la simulación de los sistemas de refrigeración en reactores de agua ligera durante eventos transitorios y/o secuencias de accidentes severos. El código modela el comportamiento en conjunto del sistema refrigerante del reactor, núcleo del reactor, liberación de productos

de fisión durante un accidente severo, así como accidentes de pérdida de refrigerante por ruptura (*Loss Of Coolant Accidents, LOCA's*), transitorios operacionales tales como transitorio anticipado sin SCRAM* (*Anticipated Transient Without SCRAM, ATWS*), pérdida de potencia del sistema, pérdida de agua de alimentación, y pérdida de flujo de recirculación. En el diseño del código se emplea un modelo genérico aproximado que permite modelar a más de un sistema en particular como sea necesario.

El sistema de control y los componentes secundarios del sistema permiten modelar los controles de la planta, las turbinas, los condensadores, y los sistemas de acondicionamiento del agua de alimentación secundaria.

El código RELAP/SCDAP es capaz de modelar un amplio rango de configuraciones de sistema que pueden ser desde el modelo de un sistema hidráulico compuesto por simples tubos hasta diferentes modelos experimentales para sistemas de amplia escala del reactor. Diferentes configuraciones pueden modelarse usando un número arbitrario de volúmenes de control del fluido y conexiones entre uniones, estructuras de calor, componentes del núcleo, y componentes del sistema.

El código incluye diversos modelos de componentes genéricos. Los modelos de estos componentes incluyen las barras de combustible, las barras de control, bombas, valvulas, tubos, estructuras de calor, cinética puntual del reactor, calentadores eléctricos, bombas de chorro, turbinas, separadores, acumuladores, y componentes del sistema de control

Además, se incluyen procesos especiales para efectos tales como pérdida de la geometría del núcleo, variación del flujo por cambio repentino de área, ramificación de flujo, flujo estrangulado, seguimiento de concentración de boro, y transporte de gases no condensables.

El código SCDAP modela el comportamiento de la base del núcleo durante un accidente severo. 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 código RELAP/SCDAP está mantenido bajo un estricto sistema de configuración que provee un registro histórico de los cambios hechos al programa. Los cambios se realizan utilizando un procesador de textos actualizado que permite la identificación por separado de mejoras hechas a cada versión sucesiva del código.

Las modificaciones y mejoras en el código se revisan y comprueban como parte de un programa formal de calidad. Adicional a esto, la teoría e implementación de las mejoras en el código se validan a través de cálculos estimados que comparan los resultados predichos del código con argumentos de prueba idealizados o resultados experimentales.

2.3 Arquitectura de los códigos.

Flexibilidad en el modelado, conveniencia del usuario, eficiencia en el cómputo, y diseño para el crecimiento futuro fueron las principales consideraciones en el desarrollo de RELAP/SCDAP. Las siguientes secciones describen la adaptabilidad de cómputo, y la organización de la estructura en su nivel superior.

2.3.1 Código fuente.

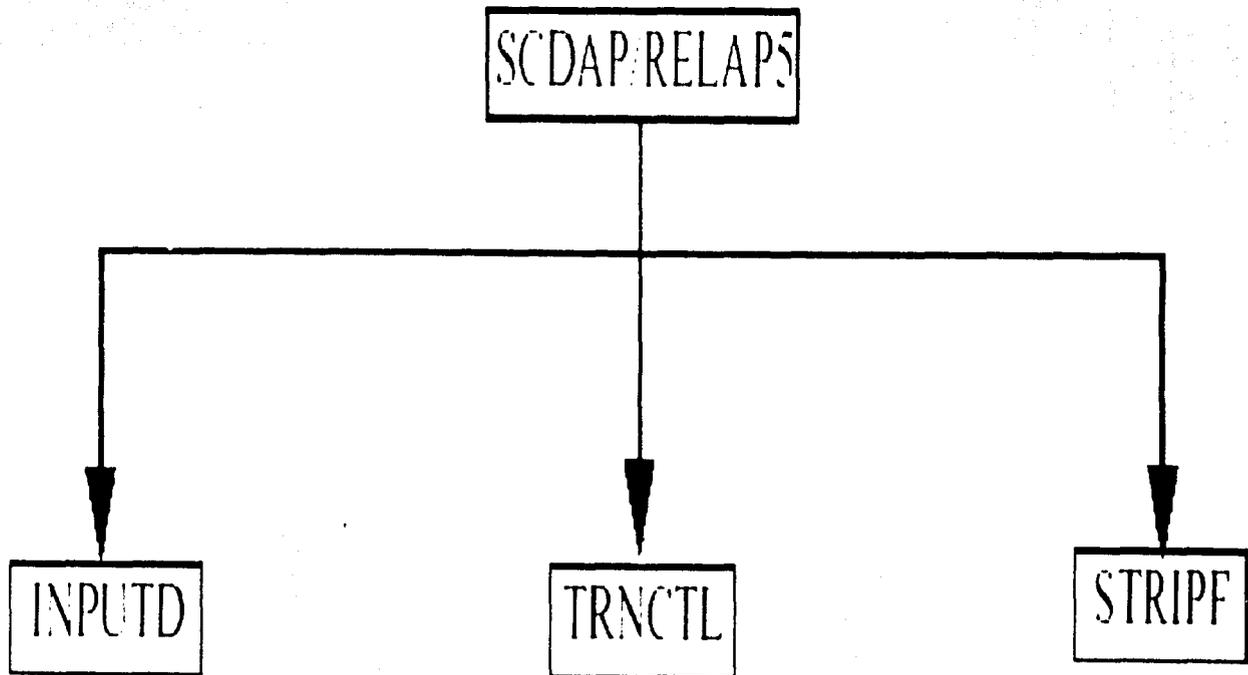
RELAP/SCDAP está escrito en FORTRAN 77. Existen opciones de tiempo de compilación que son proporcionadas para permitir la operación en máquinas de 64-bits y máquinas de 32-bits que tengan doble precisión, en aritmética de punto flotante. Se mantiene un código fuente para todas las versiones de computadoras.

2.3.2 Organización del código.

RELAP/SCDAP es un código modular, estructurado descendentemente. Varios modelos y procedimientos están aislados en rutinas separadas. La estructura del código (figura 2.1), consiste en una subrutina principal (INPUTD) para procesar los archivos de entrada. Es decir, para los modelos que serán simulados. Existe otra subrutina (TRNCTL) para procesar la simulación en estado estable o en un transitorio, accidente severo etc., y una más (STRIPF) para el proceso de los bloques de salida. La información generada en la simulación, se deposita en archivos de salida, para que esta sea utilizada por otros programas de cómputo.

23

Figura 2.1. Arquitectura de la estructura superior del código.



2.4 Filosofía en el modelado de los archivos de entrada.

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 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 es 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 éste sea, puede ser representado mediante la definición de volúmenes hidrodinámicos referenciados, uniones, estructuras de transferencia 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, el cual contiene la información de

variables que puede extraerse para su graficación mediante diversos programas de aplicación desarrollados para este fin.

2.4.1 Formato de control.

El código procesa la información contenida en el archivo de entrada en un formato riguroso basado en el concepto de "tarjetas" en donde cada línea se identifica por un número de tarjeta y la información asociada a este. Para un número de tarjeta dado, el código procesa datos en campos especificados en el manual del código. Estos pueden ser variables del tipo punto flotante, enteros y alfanuméricos separados por uno o más espacios en blanco. Las tarjetas pueden ser introducidas en cualquier orden, siempre y cuando estén presentes todas las tarjetas requeridas. Si un número de tarjeta se duplica en el listado de entrada, el código lo identifica como "tarjeta reemplazada" y procesa la información contenida en ésta última.

Aunque las tarjetas pueden introducirse en cualquier orden, es recomendable que aparezcan en una forma lógica con el propósito de facilitar modificaciones posteriores y para una mejor comprensión de la información contenida. Un modelo de entrada bien organizado incluye comentarios en las tarjetas, esto ayuda a interpretar la entrada desde un listado impreso. Cualquier entrada seguida por un asterisco (*) es considerada como comentario.

El siguiente ejemplo representa las primeras cuatro tarjetas de un sistema simple de tres componentes.

* Sistema simple de tres componentes

100 new transnt * El sistema simula un modelo nuevo de un transitorio

102 british si * Los datos de entrada están en el sistema inglés de

* unidades y los datos de salida en el sistema

* internacional de unidades

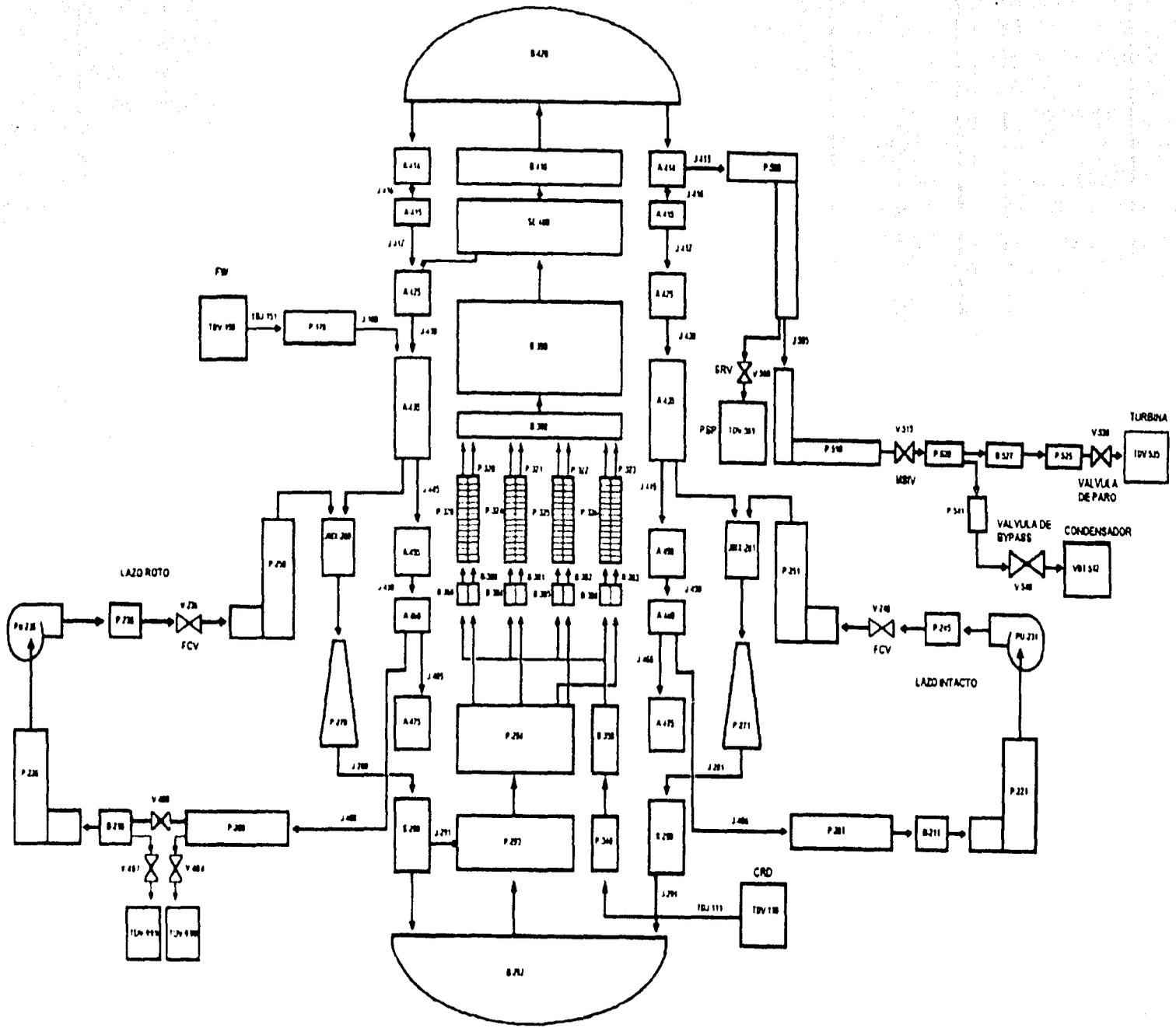
110 air * Tipo de gas no condensable (aire)

115 1.0 * Esta tarjeta es requerida si la tarjeta 110 esta
en el input deck.

Para facilitar la comprensión del sistema simulado, usualmente se construye una representación gráfica (diagrama de nodalización) constituida por bloques rectangulares que representan volúmenes hidrodinámicos unidos entre si por líneas (uniones) que representan las condiciones de frontera entre estos. Componentes específicos como bombas y válvulas, se representan con su simbología característica estándar. La figura 2.2 muestra el diagrama de nodalización de la vasija del reactor y sistemas asociados utilizado en el presente trabajo de tesis.

28

Figura 2.2 Diagrama de nodalización de la vasija del reactor y sistemas asociados.



2.4.2 Organización de los manuales del código SCDAP/RELAP5/MOD3.2.

Las características específicas de SCDAP/RELAP5/MOD3.2 se describen en un conjunto de manuales formados en cinco volúmenes que cubren teoría, aplicación, descripción, características y validación del código.

El volumen I presenta una descripción teórica de los modelos matemáticos incluidos en el código para la correcta definición de prácticamente cualquier sistema desde el punto de vista térmico, hidráulico y neutrónico bajo regímenes de operación normal, anormal, transitorios y accidentes severos.

El volumen II contiene una descripción detallada de las correlaciones y modelos utilizados para el análisis de accidentes severos. Este volumen proporciona al usuario información esencial para una comprensión adecuada de las aproximaciones y simplificaciones implementadas en el código de tal manera que sea posible establecer la aplicabilidad y exactitud de los cálculos asociados al proceso o sistema simulado.

El volumen III proporciona al usuario guías y recomendaciones para la definición del archivo de entrada a emplear en la simulación de eventos transitorios y de accidentes severos.

El volumen IV describe un compendio (librería) sobre las características de una gran diversidad de materiales utilizados en el diseño de cualquier planta nuclear o convencional denominada MATPRO.

Finalmente, el volumen V documenta la validación del código. Incluye estudios de sensibilidad para reactores de agua ligera a presión y en ebullición (*Pressurized Water Reactor*, PWR y *Boiling Water Reactor*, BWR), así como comparaciones del código RELAP/SCDAP contra otros de aplicaciones similares.

CAPÍTULO III

INCORPORACIÓN DE LOS CÓDIGOS RELAP/SCDAP AL SIMULADOR

En el presente capítulo se describe la metodología utilizada para la incorporación del código RELAP/SCDAP al prototipo del Simulador de Aula actualmente en desarrollo. Dicha metodología está basada en una estructura modular en la que múltiples procesos pueden ser ejecutados de manera independiente y en donde la información generada se almacena en segmentos de memoria compartida y transmitida a los diferentes procesos mediante programas de comunicación.

3.1 Implementación

El código RELAP/SCDAP, en su totalidad, está escrito en lenguaje de programación FORTRAN. Por otra parte los programas de comunicación, programas de acceso (lectura y escritura) a segmentos de memoria compartida, interfaces gráficas y despliegues de información fueron desarrollados en lenguaje de programación C.

El primer paso de la implementación fue identificar aquellas rutinas del código que requerían algún tipo de modificación para la extracción de información pertinente tratando de mantener la integridad del código en lo sustancial.

Las modificaciones realizadas al código RELAP/SCDAP básicamente consistieron en la inclusión de llamados a funciones de lectura y escritura programadas en lenguaje C

las cuales fueron compiladas y ligadas utilizando el compilador FORTRAN Lahey 90, versión 2.0.

Las funciones de lectura y escritura desarrolladas aprovechan las ventajas que proporciona el sistema operativo UNIX para la utilización de segmentos de memoria compartida (memoria RAM). Un segmento de memoria compartida [12] se esquematiza en la figura 3.1.

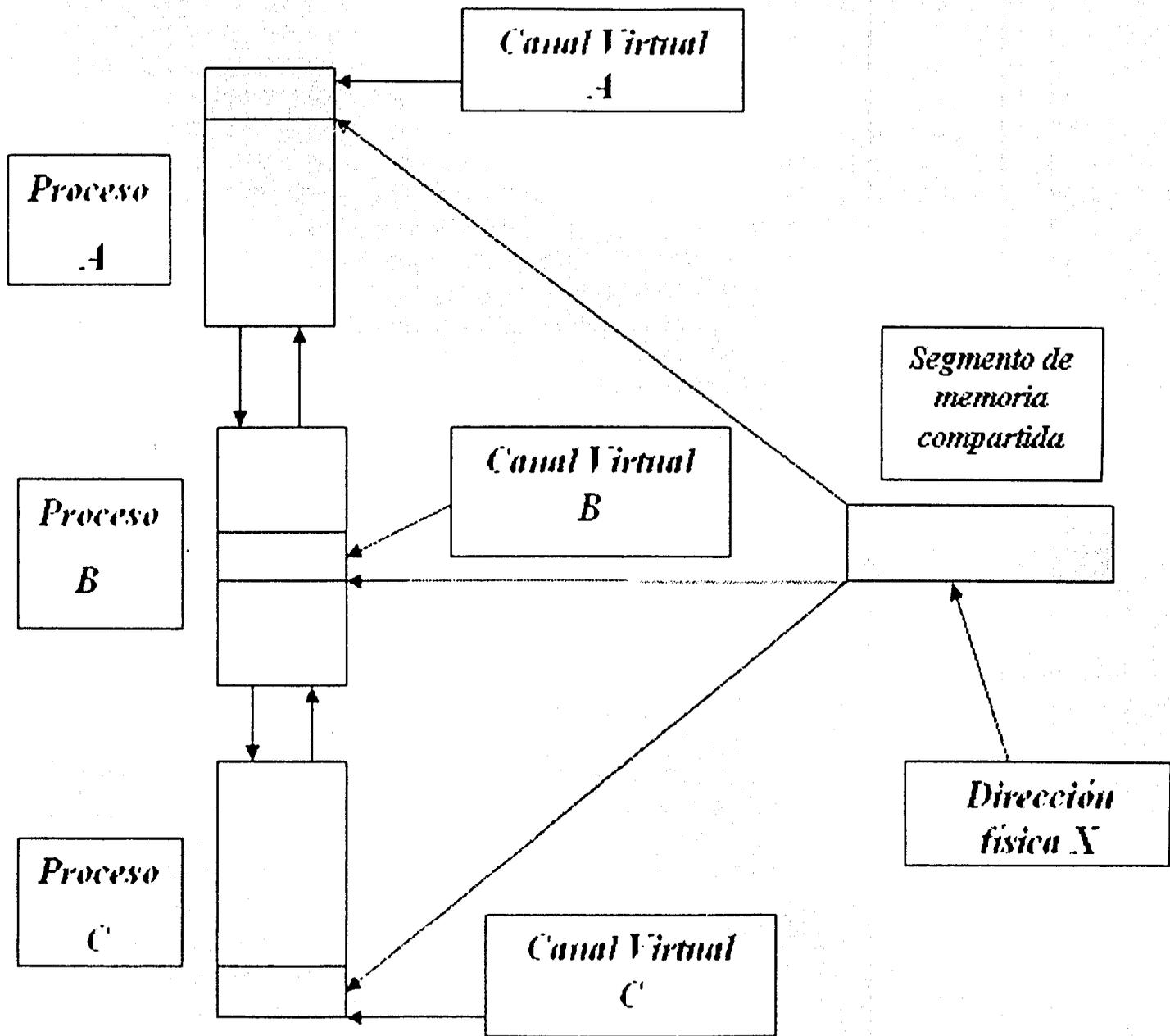
El método consistió en lograr que múltiples procesos pudieran acceder de manera independiente a un segmento de memoria compartida residente en uno o varios nodos, compartiendo entre sí los valores o los datos generados por el código. Dichos valores representan parámetros de entrada o salida cuya finalidad es el monitoreo de información o de control respectivamente. Una vez logrado lo anterior se generaron interfaces gráficas para visualización de la información generada.

3.1.1 Identificación de las variables dentro del código.

Como primer paso de la incorporación del código, se estudió la estructura del mismo analizando las rutinas del código fuente para identificar las variables de interés. El análisis requirió de un completo entendimiento de la lógica utilizada por el código para el registro, almacenamiento y manipulación de datos, incluyendo los procesos (fases 1-3) descritos en la sección 2.4 del capítulo II.

En la fase 3 descrita anteriormente utiliza bloques de memoria dinámica que corresponden arreglos matriciales de variables utilizadas por el código. Se requirió la identificación de aquellos bloques donde se almacenan las propiedades de los componentes de volumen (presión, temperatura, área, transferencia de calor, flujo, etc.)

Figura 3.1 Sección de Memoria Compartida disponible a múltiples procesos. (Adaptada de Alan Deikman "UNIX Programming on the 80286/80386" McIT Books)



Por ejemplo, el bloque donde se almacenan las variables de un componente de volumen, de una unión, o parámetros del reactor están identificados respectivamente por los siguientes formatos.

filid(4);	bloque del componente de volumen "x"
filid(5);	bloque de condiciones de frontera de la unión "y"
filid(21)	bloque de parámetros del reactor

Para saber en qué localidad de memoria se almacena cualquier variable se utiliza un índice que identifica a la variable requerida. Por ejemplo, el índice del primer componente del volumen "x" (definido en el archivo de entrada), se asigna a la variable:

filndx(4) = valor del índice

En el archivo de entrada pueden existir un número considerable de componentes del mismo tipo, Es decir, puede haber varios componentes de volumen hidrodinámico, uniones, componentes, etc., que utilizan las mismas variables (flujo, presión, temperatura, calor, etc.), por lo tanto el bloque dinámico de almacenamiento para los distintos componentes posee un tamaño proporcional al número de componentes de un mismo tipo. En base a un factor de escala, el valor de éste está representado para el caso de los componentes de volumen, en la forma:

ivskp = factor de escala del volumen

El tamaño de memoria del bloque dinámico lo podemos conocer por el valor almacenado en una variable asociada. Para el componente que tenemos como ejemplo

$\text{filsiz}(4) = \text{tamaño del bloque de componentes de volumen}$

Por lo tanto, conociendo el valor del índice para cada una de las variables, podemos entonces extraer del código las variables de interés por medio de la rutina de lectura/escritura agregada para este propósito.

Supongamos que para el primer componente de volumen definido en el archivo de entrada, requerimos el valor de la variable de presión. Dentro del código fuente de RELAP/SCDAP, la variable de presión esta definida por la letra 'p', por lo tanto, el valor de esta variable estará dado en la forma:

$p(\text{filIdx}(4)) = \text{valor de la variable "presión" del primer componente de volumen definido en el archivo de entrada.}$

Si la variable requerida es también la presión pero ahora para un segundo componente, entonces se le agregará el factor de escala establecido para los componentes de volumen, esto es:

$p(\text{filIdx}(4) + \text{ivskp}) = \text{valor de la variable "presión" del segundo componente de volumen.}$

y así sucesivamente, dependiendo del número de componentes asociados a volúmenes específicos. Para un tercer componente de volumen el formato sería:

$p(\text{filIdx}(4) + 2*\text{ivskp}) = \text{valor de la variable "presión" del tercer componente de volumen.}$

Un criterio similar se aplica para los demás tipos de componentes, aunque cabe mencionar que si bien, en el caso de componentes de volumen y de uniones el valor de los factores de escala es constante, no es así para los componentes asociados a las variables de control, donde el valor del factor varía dependiendo del número de campos definidos en las tarjetas del archivo de entrada para estas variables.

Los bloques dinámicos están clasificados en base a los diferentes tipos de componentes; volúmenes, uniones, disparos, cinética del reactor, sistemas de control, etc. El valor de los índices donde inicia cada uno de los bloques, son generados por el código, y depositados en el archivo de salida *outdta*. Una vez conocido el valor del índice y habiendo determinado el factor de escala correspondiente a cada componente es posible al ejecutar el proceso de simulación, el índice de cada variable requerida.

3.1.2 Rutina de comunicación SHMCTEST.C que lee las variables del código y las deposita en memoria compartida.

Dentro de la implementación de esta incorporación fue necesario valerse del desarrollo de otros programas y diseños realizados previamente dentro del GRIN. Uno de estos desarrollos es la rutina de lectura y escritura a memoria compartida, la cual se modificó para su utilización en el presente trabajo de tesis.

La rutina de lectura y escritura está escrita en lenguaje C, en esta rutina se define una estructura que representa los diferentes campos de un canal de información, entendiéndose como canal de información un bloque en el segmento de memoria compartida que contiene información diversa relacionada a una variable específica (descripción de la variable, valor de la variable, tiempo, etc.). La rutina se utiliza como enlace entre las

variables del código (programado en FORTRAN) y las variables de la interfase gráfica y los despliegues de información (programados en C).

Es importante utilizar tipos equivalentes en las variables manejadas en programas FORTRAN, con aquellas utilizadas en lenguaje C. A continuación se da una breve lista de equivalencias:

<u>FORTRAN</u>	<u>C</u>
REAL*8	= double
REAL	= float
INTEGER*8	= long int
INTEGER	= int

Otro aspecto de la implementación consistió en la generación del archivo ejecutable con las modificaciones requeridas, incluyendo la rutina con la función de lectura y escritura a memoria compartida (SHMCTEST.C) y la rutina de RELAP/SCDAP modificada (DTSTEP.F) que llama a dicha función.

La rutina DTSTEP.F determina además el tamaño del tiempo de iteración, controla la edición del archivo de salida, y determina cuando el transitorio finaliza. Durante la ejecución del programa, este módulo despliega en pantalla información como el tiempo de CPU, tiempo transcurrido de la simulación, número de iteración, etc.

La sintaxis de la línea de llamado a la función de lectura y escritura a memoria compartida es:

CALL SHMCTEST(chan, val)

donde, chan es el canal de información, y val es el valor de la variable depositada en dicho canal.

Esta llamada al programa debe incluirse tantas veces como variables se requieran. Cada variable debe tener asociado un canal de información único en el segmento de memoria compartida.

3.1.3 Despliegues gráficos del Simulador de Aula.

Los despliegues gráficos de información asociados a transitorios y gráficas de tendencia se modificaron para acceder al mismo segmento de memoria compartida que genera la rutina SHMCTEST.C con lo cual fue posible desplegar la información de las variables de interés que genera el código RELAP/SCDAP en tiempo de simulación. La figura 3.2 y 3.3, muestran los despliegues utilizados.

Figura 3.2 Despliegue global representando la vasija del reactor.

UNIDAD DE RESULTADOS DE ENERGIA NUCLEAR

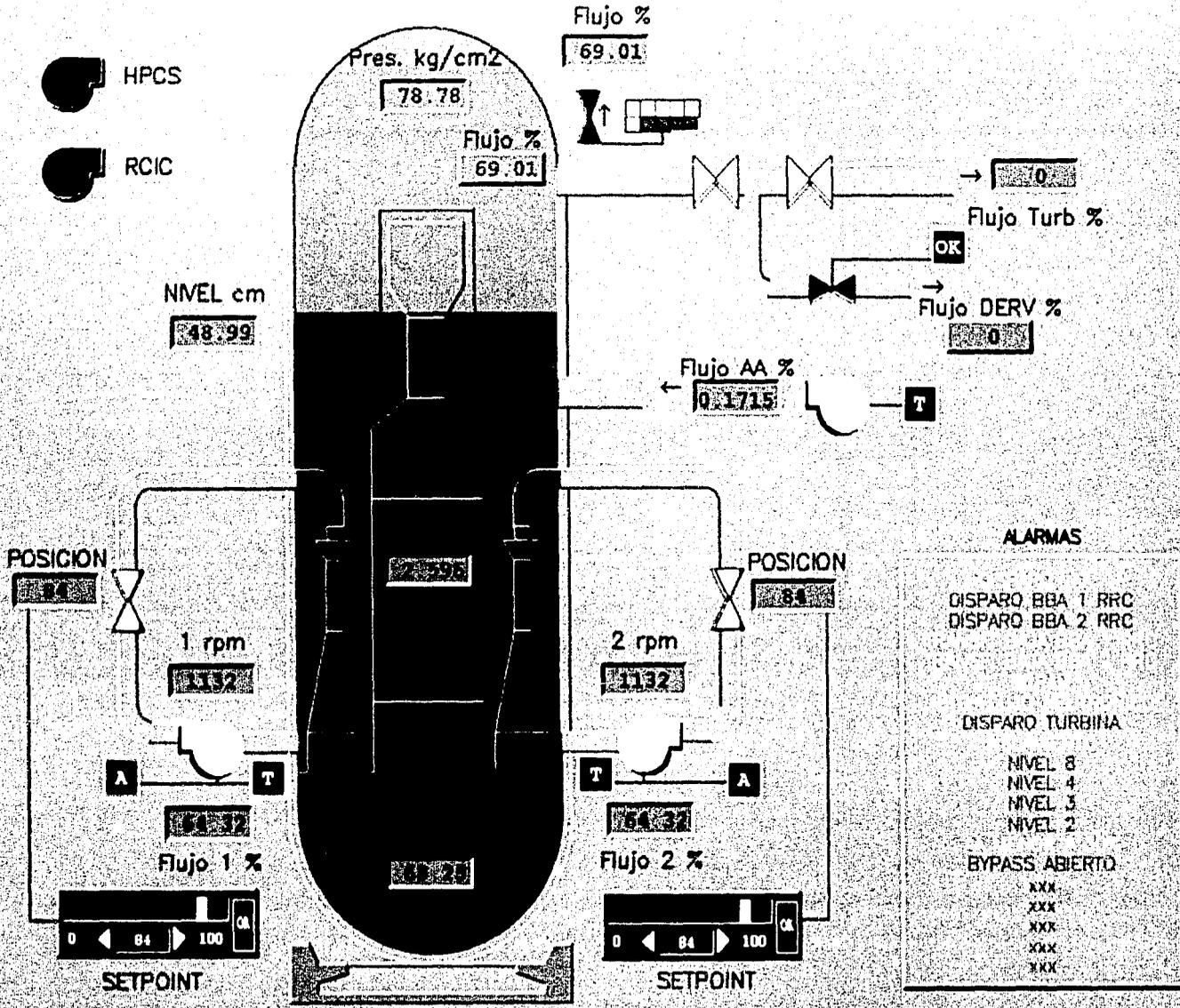
Transitorios

Continuar

Arranca

Restablecer

Salir



43

Figura 3.3 Despliegue global representando gráficas de tendencia.

UNIDAD DE RESULTADOS DE ENERGIA NUCLEAR

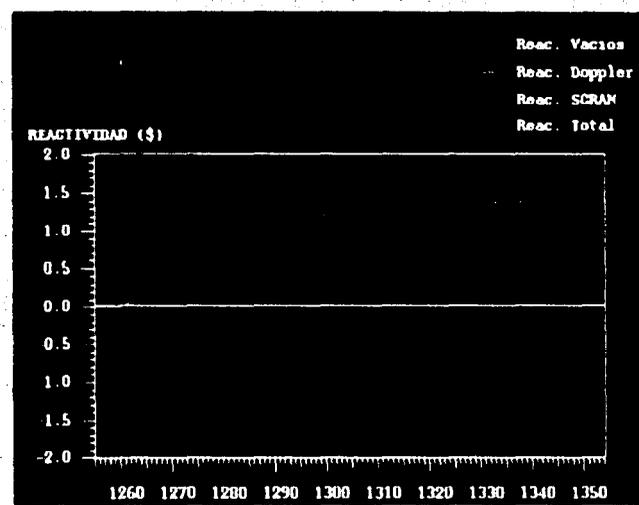
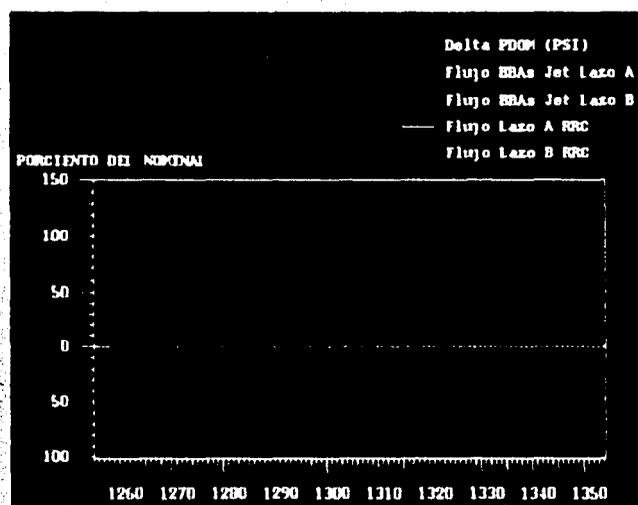
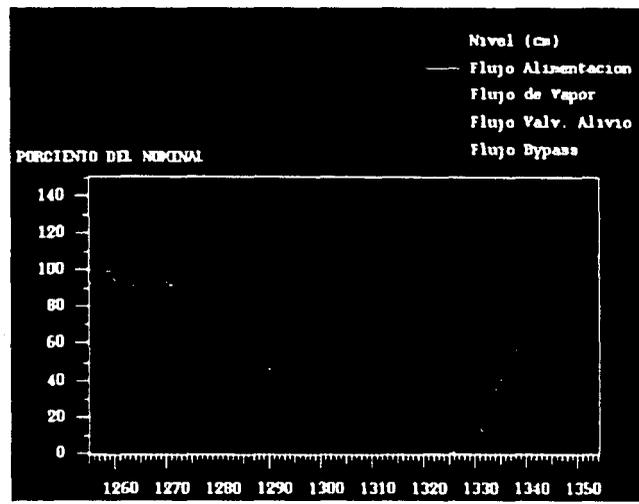
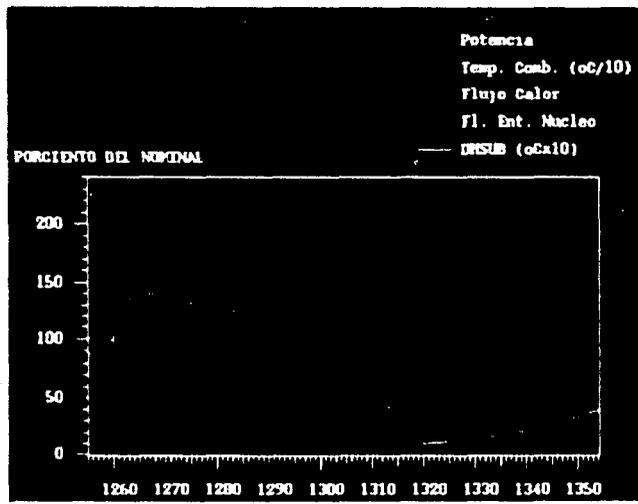
Graficas

Continuar

Arrancar

Restablecer

Salir



64

3.1.4 Modificación del archivo de entrada.

Para poder utilizar el código RELAP/SCDAP y simular una planta nuclear, fue necesario modificar un archivo de entrada de referencia. Dicho archivo de entrada contiene los elementos necesarios para analizar eventos transitorios y de accidente para un reactor BWR (*Browns Ferry*), similar a los reactores de la central Laguna Verde. El evento base para la presente tesis reproduce un escenario de falla del controlador de agua de alimentación el cual se describe en el capítulo IV.

EVALUACIÓN Y RESULTADOS DEL DESARROLLO

En este capítulo se analizan algunos aspectos que se consideran importantes para la evaluación de la incorporación. Se presenta el método de evaluación aplicado mostrando los resultados obtenidos.

4.1 Procedimiento de evaluación.

El archivo de entrada utilizado para el presente trabajo de tesis incluye el modelo del reactor BWR de la central nucleoelectrónica de *Browns Ferry*, de acuerdo a los datos del reporte final de seguridad (*Final Safety Analysis Report*, FSAR), para el análisis de un transitorio por falla del controlador de agua de alimentación en máxima demanda.

Se interpreta en forma general el comportamiento de las principales variables que describen al transitorio, corroborando que siguen la misma tendencia que las reportadas en el documento *The Reactor Analysis Support Package (RASP)* [13] para un reactor BWR.

Para poder analizar los resultados de la incorporación, basta con interpretar estos resultados en forma general y no a nivel de detalle, ya que el objetivo de este trabajo es la extracción de las variables del ambiente de RELAP5 para su utilización en los despliegues gráficos y mimicos de tableros, y no el desarrollo de un modelo para la simulación de una central específica.

4.2 Descripción del transitorio.

El transitorio es iniciado 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. El incremento de flujo de agua de alimentación a tasas muy superiores al flujo de vapor que se extrae del reactor, ocasiona un incremento en el nivel de agua de la vasija. El incremento en el flujo de refrigerante ocasiona también, que el flujo resultante de la mezcla de agua de alimentación y de agua saturada que desciende de los separadores de vapor, se encuentre a una temperatura menor, por lo que el calor necesario para saturar el agua que entra al núcleo es mayor y la línea de inicio de la ebullición se desplaza hacia arriba en el núcleo, reduciendo la fracción de vacío. Lo anterior ocasiona un incremento en el nivel de potencia y un desplazamiento hacia el fondo en la distribución de la potencia en los canales del núcleo.

El incremento en el nivel de agua de la vasija finalmente excede el nivel de seguridad de la vasija (L8, impuesto para evitar el daño a la turbina por arrastre de gotas de agua) lo cual, por las acciones del sistema automático de protección de la central, ocasiona disparo de la turbina y de las bombas del agua de alimentación. El disparo de la turbina causa el SCRAM del reactor (paro inmediato del reactor por la introducción de las barras de control, estas barras son esencialmente de material de boro, el cual absorbe neutrones y al absorber neutrones, se detiene el proceso de fisión), abre las válvulas de derivación y, en algunas plantas, dispara las bombas de recirculación o las transfiere a una velocidad menor. En algunos casos, dependiendo del tipo de planta, el nivel alto del agua de la vasija causa el SCRAM del reactor previo e independientemente al disparo de la turbina. Las válvulas de alivio abren tan pronto como la presión de la línea de vapor alcanza su punto de apertura. Siguiendo al disparo del sistema del agua de alimentación, el nivel del agua baja hasta el nivel mínimo (L2), el cual inicia la operación del sistema de inyección de

refrigerante a alta presión (*High Pressure Coolant Injection*, HPCI) o aísla los condensadores (reactores BWR/2 y algunos BWR/3) hasta restaurar el nivel de agua del reactor.

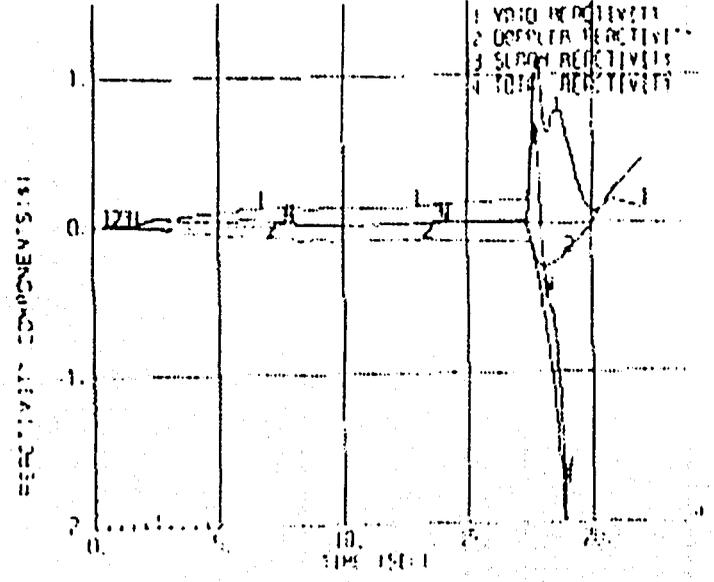
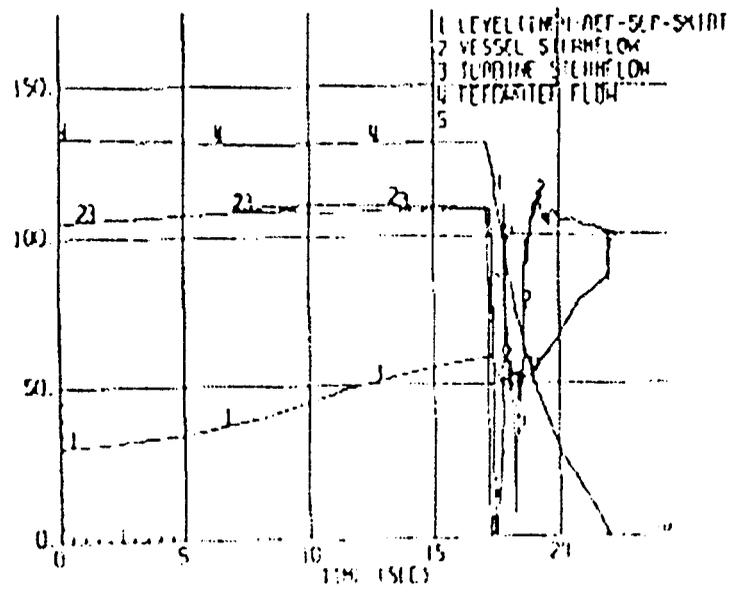
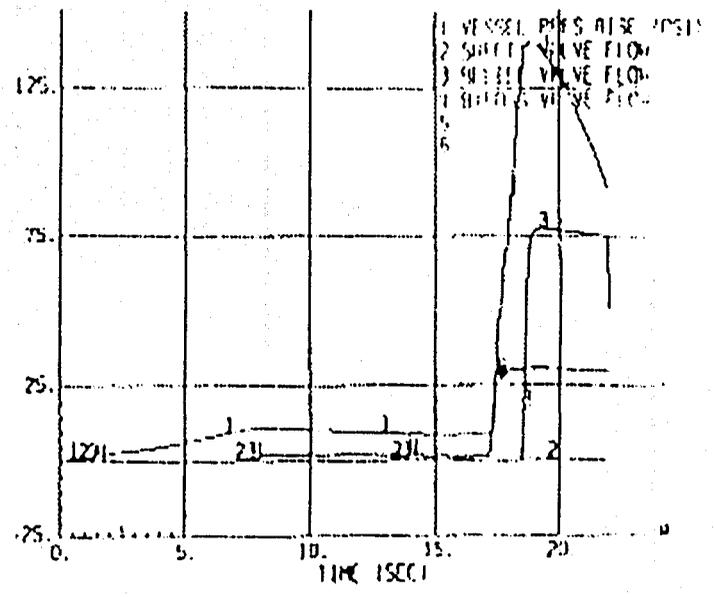
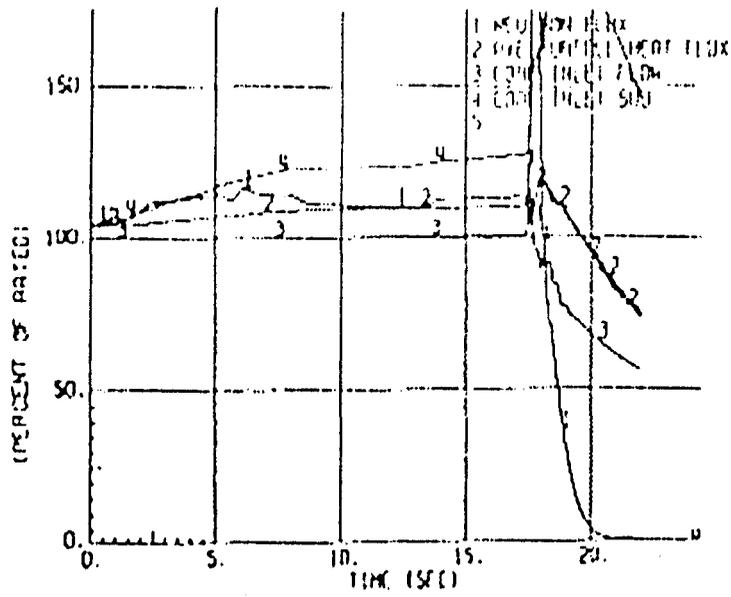
El análisis de las variables que describen el transitorio, puede efectuarse mediante gráficas que desplieguen su comportamiento en función del tiempo.

La figura 4.1 muestra las gráficas de las variables más significativas del evento transitorio basadas en el documento del *RASP*.

El comportamiento de cada variable representada por las gráficas se interpreta a continuación.

bh

Figura 4.1 Gráficas del transitorio tomadas del RASP.



TESIS CON
FALLA DE ORIGEN

Gráfica superior izquierda.

1.- <i>Neutron flux</i>	flujo neutrónico.- el incremento del subenfriamiento en el fondo del núcleo reduce la fracción de vacío lo cual resulta en un incremento en el nivel de potencia, dado que hay más neutrones moderados. Cuando se produce el SCRAM el nivel de potencia se reduce al mínimo del calor de decaimiento.
2.- <i>Ave surface heat flux</i>	flujo de calor.- al aumentar la potencia, aumenta también el flujo de calor y después del SCRAM este flujo disminuye gradualmente.
3.- <i>Core inlet flow</i>	flujo de entrada al núcleo.- el flujo se mantiene en el cien por ciento del nominal, cuando entra el transitorio y el nivel de la vasija llega al máximo el flujo de entrada al núcleo muestra un pico para después, con la reducción de velocidad en las bombas de recirculación, disminuir a un nivel inferior.
4.- <i>Core inlet sub</i>	subenfriamiento.- este aumenta debido a que el flujo resultante de la mezcla del flujo de agua de alimentación y del flujo de agua saturada descendiente de los separadores de vapor, se encuentra a una temperatura menor y después del disparo de turbina hay un incremento aun mayor debido al aumento de presión y finalmente disminuye al dispararse las bombas de alimentación.

Gráfica superior derecha.

<p>1.- <i>Vessel pres rise (PSI)</i></p>	<p>presión del domo.- la presión del domo aumenta ligeramente al principio debido a que la potencia del reactor también aumenta. Se puede ver que la presión resulta en un pico máximo al cerrarse las válvulas de paro al ocurrir el disparo de turbina, ocasionado cuando el nivel del agua de la vasija llega también al máximo permitido (L8). Cuando sucede el SCRAM del reactor la presión disminuye debido a que ya no hay fisión, también porque las válvulas de alivio y de derivación se abren cuando entra el transitorio.</p>
<p>2.- <i>Safety valve flow</i></p>	<p>flujo de las válvulas de seguridad.- este flujo se mantiene constante, ya que las válvulas actúan en modo alivio.</p>
<p>3.- <i>Relief valve flow</i></p>	<p>flujo de las válvulas de alivio.- cuando entra el transitorio y la presión aumenta llegando al punto de ajuste de algunas válvulas, éstas abren para dejar escapar el vapor y disminuir la presión dentro de la vasija.</p>
<p>4.- <i>Bypass valve flow</i></p>	<p>flujo de la válvula de derivación.- Al cerrarse la trayectoria del flujo hacia la turbina, las válvulas de derivación abren para enviar el mayor flujo de vapor posible directamente al condensador (capacidad máxima del 30%). Esto atenúa el pico de presión y sus efectos sobre la vasija del reactor.</p>

Gráfica inferior izquierda.

1.- <i>Level (inca-ref-sep-skirt)</i>	nivel de vasija. - El nivel de la vasija llega al máximo nivel permitido (L8). La actuación de los sistemas de seguridad y control ocasiona el disparo de la bomba del agua de alimentación y el disparo de turbina.
2.- <i>Vessel steamflow</i>	flujo de vapor de la vasija. - Este flujo refleja las acciones del cierre de la válvula de paro, apertura de las válvulas de alivio y la de derivación, ésta última finalmente controlando la presión del reactor.
3.- <i>Turbine steamflow</i>	flujo de vapor a la turbina. - Cuando se dispara la turbina y se cierra la válvula de paro, el flujo de entrada a la turbina se anula muy rápidamente.
4.- <i>Feedwater flow</i>	flujo del agua de alimentación. - Debido al la falla del controlador de agua de alimentación este flujo aumenta hasta que el nivel de la vasija llega a sobrepasar el máximo permitido y ocasiona el disparo de la bomba de agua de alimentación reduciendo totalmente el flujo.

Gráfica inferior derecha.

1.- <i>Void reactivity</i>	reactividad de vacío.- La reactividad de vacío aumenta cuando el subenfriamiento a la entrada del núcleo empieza a aumentar y la fracción de vacío disminuye al elevarse la frontera de ebullición en el núcleo. Se tiene un aumento de neutrones moderados (aparte de ser refrigerante, el agua es un moderador) y si hay más neutrones moderados, hay más fisiones. Después del incremento de presión al dispararse la turbina hay un aumento súbito de la reactividad, que desciende cuando entra el SCRAM.
2.- <i>Doppler reactivity</i>	reactividad del efecto Doppler.- Disminuye lentamente al aumentar la temperatura del combustible con el incremento de potencia. Hay una disminución fuerte con el pico de potencia causado por el disparo de turbina, y un aumento monótonico después del SCRAM.
3.- <i>SCRAM reactivity</i>	reactividad de SCRAM.- Se observa una inserción fuerte de reactividad negativa cuando entra el SCRAM del reactor.
4.- <i>Total reactivity</i>	reactividad total.- Durante la fase inicial del transitorio, que es lenta, el aumento de la reactividad de vacíos y la disminución de la reactividad por efecto Doppler se compensan manteniéndose la total en cero. Con el disparo de turbina el incremento brusco en la reactividad de vacíos no puede ser neutralizado por la reactividad Doppler, cuyo efecto es más lento, ocasionándose un pico en la reactividad y en la potencia, que es controlado rápidamente por el SCRAM.

4.3 Resultados de la incorporación.

En la figura 4.2 tenemos las gráficas del evento transitorio tomadas de la incorporación.

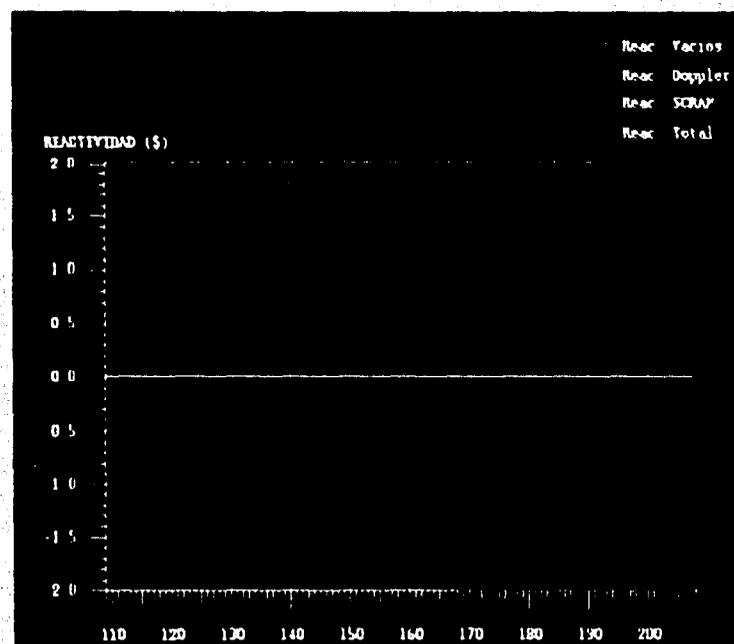
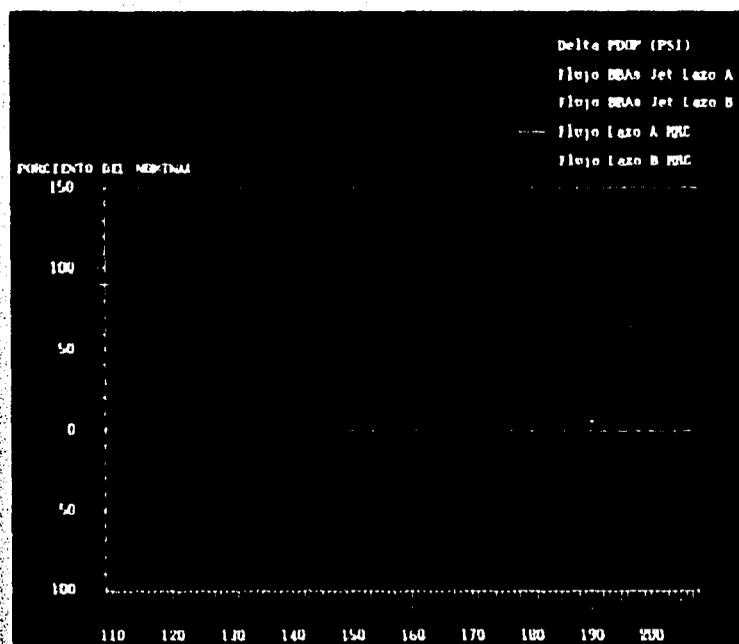
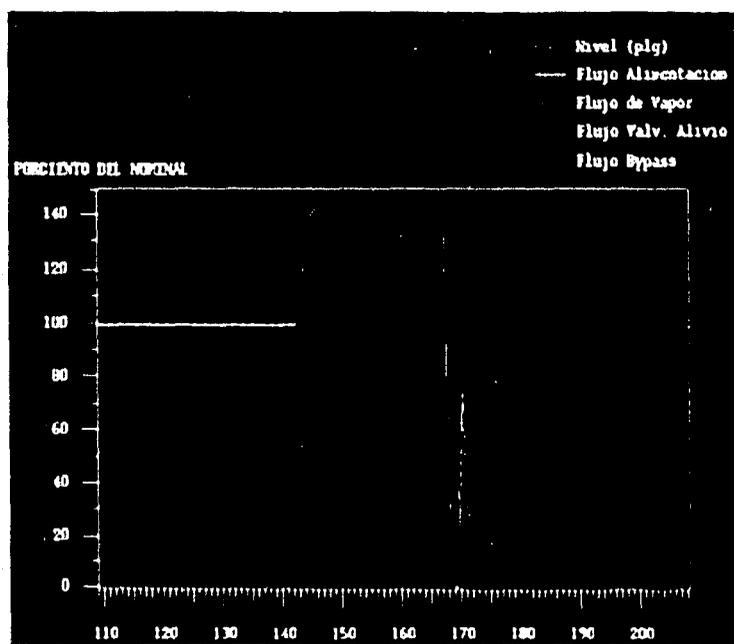
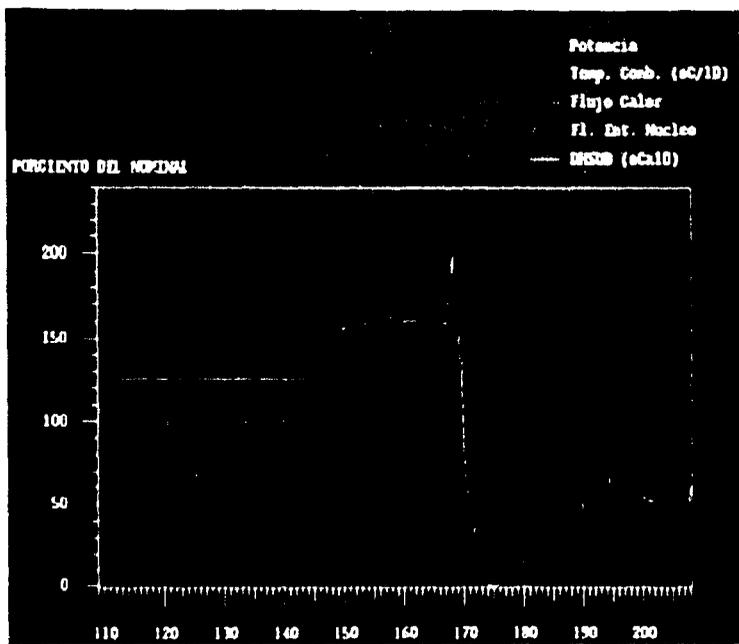
Como puede observarse en las gráficas obtenidas de la incorporación, la tendencia del comportamiento general de las variables es muy similar al reportado por el documento RASP. La temperatura del combustible, la reactividad por vacío y la reactividad por efecto Doppler no fueron incorporadas en esta versión.

El despliegue de visualización de la vasija también mostró el comportamiento esperado.

La gran similitud en el comportamiento de los parámetros seleccionados demuestra el correcto funcionamiento del desarrollo así como del modelo empleado (reactor BWR, *Browns Ferry*).

Figura 4.2. Gráficas del transitorio tomadas de la incorporación.

Figura 4.2. Gráficas del transitorio tomadas de la incorporación.



La siguiente lista muestra los valores de las variables que describen el comportamiento del transitorio, tabuladas en el archivo de salida del código (OUTDTA). Los valores están dados (a excepción de la reactividad, nivel, delta de presión del domo, y subenfriamiento) en por ciento del nominal.

time (sec)	rkreac	cntrlvar 3	cntrlvar 4	cntrlvar 5	cntrlvar 6
	(dollars)	rodreact	delp dom	totqsum	dhs Cx10
	function	sum	sum	sum	
500.000	1.25497E-05	0.00000	3.54595E-03	101.17	125.91
504.000	7.93142E-03	0.00000	1.5812	101.44	127.20
508.000	5.06762E-02	0.00000	1.3984	103.10	137.02
512.000	4.31251E-02	0.00000	4.9493	108.30	153.58
516.000	2.62312E-02	0.00000	5.0750	110.21	157.57
520.000	1.60054E-02	0.00000	4.6964	110.64	159.05
524.000	2.63239E-02	0.00000	4.7407	111.13	161.07
528.000	1.84455E-02	0.00000	4.3530	111.92	163.35
532.000	1.01194E-02	0.00000	5.2732	111.96	162.95
536.000	1.01371E-02	0.00000	4.2581	111.54	161.35
540.000	6.59937E-03	0.00000	4.6326	111.41	161.15
544.000	9.15593E-03	0.00000	4.6272	111.31	160.64
548.000	6.46865E-03	0.00000	4.1822	111.18	160.20
552.000	-5.8880	-8.2518	105.92	96.154	218.91
556.000	-28.977	-32.756	38.232	51.628	137.54
560.000	-29.205	-32.756	-4.8028	29.732	58.911
564.000	-28.917	-32.756	-33.937	18.898	37.075
568.000	-28.774	-32.756	-66.338	13.025	14.922
572.000	-29.329	-32.756	-88.213	9.5479	2.5751
576.000	-28.422	-32.756	-75.200	7.1108	9.2378
580.000	-27.672	-32.756	-72.738	5.8904	12.958

time	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar
(sec)	7	99	101	102
	wsrv vlv	wtur stv	sensrpw	sensdrvw
	sum	sum	delay	lag
500.000	0.00000	100.23	99.460	101.45
504.000	0.00000	101.33	100.57	101.46
508.000	0.00000	102.23	106.65	101.47
512.000	0.00000	105.07	110.87	101.64
516.000	0.00000	105.49	109.76	102.04
520.000	0.00000	106.36	108.72	102.13
524.000	0.00000	104.37	110.63	102.05
528.000	0.00000	106.14	110.50	102.00
532.000	0.00000	105.40	109.72	101.98
536.000	0.00000	105.06	109.44	101.96
540.000	0.00000	105.49	109.13	101.91
544.000	0.00000	104.80	109.52	101.91
548.000	0.00000	105.18	109.15	101.91
552.000	18.388	0.00000	19.312	100.55
556.000	16.235	0.00000	6.3836	95.967
560.000	0.00000	0.00000	5.5353	91.946
564.000	0.00000	0.00000	5.0655	86.622
568.000	0.00000	0.00000	4.7475	81.484
572.000	0.00000	0.00000	4.4961	75.321
576.000	0.00000	0.00000	4.3229	71.147
580.000	0.00000	0.00000	4.1779	69.604

time	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar
(sec)	404	403	105	123	124
	fvwdempct	fvwdempos	stemlinw	drva pct	drvb pct
	mult	function	mult	sum	sum
500.000	100.20	0.30554	99.322	101.41	101.41
504.000	130.35	0.41722	100.43	101.42	101.42
508.000	134.13	0.43176	101.34	101.43	101.43
512.000	133.09	0.42791	104.06	101.62	101.62
516.000	133.10	0.42795	104.62	102.02	102.02
520.000	133.10	0.42792	105.37	102.09	102.09
524.000	133.20	0.42831	103.51	102.00	102.00
528.000	133.25	0.42847	104.88	101.96	101.96
532.000	133.00	0.42756	104.39	101.94	101.94
536.000	133.30	0.42867	104.15	101.92	101.92
540.000	133.16	0.42814	104.50	101.88	101.88
544.000	133.20	0.42832	103.87	101.87	101.87
548.000	133.30	0.42868	104.24	101.87	101.87
552.000	99.881	0.30523	33.874	99.968	99.971
556.000	111.46	0.34860	30.142	95.662	95.663
560.000	62.425	0.18851	29.436	91.547	91.558
564.000	8.4178	2.63903E-02	28.214	86.101	86.089
568.000	9.2570	2.90321E-02	27.411	80.536	81.716
572.000	9.2591	2.90481E-02	17.102	74.817	75.290
576.000	9.1344	2.86633E-02	3.5628	71.266	71.295
580.000	9.0814	2.84911E-02	5.2881	69.225	69.281

time	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar	cntrlvar
(sec)	125	126	127	128
	wrcb pct	wrcb pct	waa pct	levabssk
	sum	sum	sum	sum
500.000	100.00	100.00	100.07	52.112
504.000	100.12	100.12	134.18	53.371
508.000	100.44	100.44	143.60	56.419
512.000	100.13	100.13	133.06	59.178
516.000	100.20	100.20	132.59	61.579
520.000	100.23	100.23	131.15	63.665
524.000	100.24	100.24	133.06	65.670
528.000	100.14	100.14	132.39	67.372
532.000	100.12	100.12	130.12	68.942
536.000	100.12	100.12	132.88	70.363
540.000	100.09	100.09	131.07	71.683
544.000	100.10	100.10	131.79	72.882
548.000	100.09	100.09	132.20	73.953
552.000	102.44	102.45	-134.48	67.809
556.000	97.542	97.544	-64.016	32.688
560.000	91.409	91.410	68.069	25.510
564.000	89.885	89.875	11.243	28.356
568.000	82.749	83.031	15.134	20.064
572.000	75.296	75.928	16.683	15.208
576.000	74.914	74.879	15.523	30.413
580.000	71.682	71.780	15.240	30.831

time	cntrlvar
(sec)	129
	wbypct
	sum
500.000	0.00000
504.000	0.00000
508.000	0.00000
512.000	0.00000
516.000	0.00000
520.000	0.00000
524.000	0.00000
528.000	0.00000
532.000	0.00000
536.000	0.00000
540.000	0.00000
544.000	0.00000
548.000	0.00000
552.000	33.282
556.000	31.488
560.000	30.122
564.000	29.229
568.000	28.225
572.000	16.720
576.000	3.5003
580.000	5.3182

Donde, las variables de los *minor edits* tienen la siguiente interpretación:

rkreact	0	* reactividad total en dolares
cntrlvar	003	* reactividad de scram en dolares
cntrlvar	004	* delta de presión del domo (psi)
cntrlvar	005	* calor transf %
cntrlvar	006	* subenfriamiento dhsb grados C*10
cntrlvar	007	* safety relief valves %, flujo de las válvulas de seguridad
cntrlvar	099	* turbina stop valve %, flujo de la válvula de paro en turbina
cntrlvar	101	* potencia en %
cntrlvar	102	* sens drw, flujo de derivación de ambos lazos
cntrlvar	103	* sens flujo del fw, flujo de alimentación
cntrlvar	104	* sens corw, flujo de entrada al núcleo
cntrlvar	105	* w, flujo de vapor saliendo de la vasija
cntrlvar	123	* flujo drive lazo 1
cntrlvar	124	* flujo drive lazo 2
cntrlvar	125	* flujo rrc, recirculación lazo 1
cntrlvar	126	* flujo rrc, recirculación lazo 2
cntrlvar	127	* flujo aa, agua de alimentación
cntrlvar	128	* level inches above sep skirt, nivel de la vasija
cntrlvar	129	* bypass flor, flujo de la válvula de derivación

CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO

Para finalizar el presente trabajo de tesis, éste capítulo concluye de manera general el alcance del desarrollo, enfatizando a su vez, el trabajo futuro relacionado.

5.1 Ventajas de la incorporación

Como ya se mencionó el código RELAP/SCDAP genera archivos de salida (*outdat* 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 al código. Con el presente desarrollo la información generada por el proceso de simulación puede analizarse en tiempo real de ejecución, es decir de manera dinámica. Además, el despliegue de gráficos de tendencia utilizado permite visualizar en forma integral veinte de los parámetros más importantes del reactor en forma simultánea lo que permite al analista comprender un gran número de interacciones entre variables y componentes durante el evento transitorio simulado lo que representa una enorme ventaja en términos de comprensión de la fenomenología involucrada, así como en el tiempo requerido para el análisis.

5.2 Conclusiones

Se ha presentado la metodología utilizada para incorporar los códigos RELAP/SCDAP al prototipo del Simulador de Aula que actualmente se desarrolla en la Facultad de Ingeniería.

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.

Se han descrito las ventajas de la incorporación del código RELAP SCDAP al Simulador de Aula, sin embargo es importante mencionar que el desarrollo aquí mencionado, representa sólo una fase inicial. Contar con un simulador de aula robusto y completo, es una tarea que llevará varios años de desarrollo. Contar con un simulador de esta envergadura en equipos de escritorio para el entrenamiento y el análisis, permitirá el desarrollo de proyectos que se apoyarán en esta plataforma de simulación, entre los que cabe mencionar Ingeniería de Factores Humanos, diseño y optimización de recargas de combustible nuclear, desarrollo, prueba y validación de modelos avanzados del reactor

5.3 Trabajos futuros

Además de la incorporación de herramientas para la visualización dinámica de los parámetros de la planta, se encuentra en desarrollo el módulo interactivo de control para el código RELAP/SCDAP el cual permitirá la utilización de los despliegues de instrumentación virtual y pictoriales existentes para la manipulación de válvulas, bombas, lógica de disparos y demás componentes mediante pantallas sensibles al tacto.

Actualmente se trabaja en un archivo de entrada que incluye el modelo de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde [14].

Para trabajos futuros se incursionará en la incorporación al prototipo del código MELCOR [15] para la simulación de accidentes severos.

El Simulador de Aula actual, si bien está orientado a la simulación de una central nucleoeléctrica, este puede ser modificado para la representación de cualquier otro tipo de planta (térmicas, hidroeléctricas, geotérmicas, etc.) o bien para cualquier tipo de proceso químico o industrial con propósitos de análisis y/o entrenamiento.

BIBLIOGRAFÍA

[1] Lamarsh-Baratta

Introduction to Nuclear Engineering

Third Edition

Prentice Hall

[2] SCDAP/RELAP5/MOD3.2 code manual

volume I, II, III, IV, V: SCDAP/RELAP5 interface theory

Authors:

The SCDAP/RELAP5 Development Team

October 1997

Idaho National Engineering and Environmental Laboratory

Lockheed Martin Idaho Technologies

Idaho Falls, Idaho 83415

[3] SCDAP/RELAP5/MOD3.2 code manual

volume I, II, III, IV, V, VI y VII: scdap/relap5 interface theory

Authors:

The SCDAP/RELAP5 Development Team

October 1997

Idaho National Engineering and Environmental Laboratory

Lockheed Martin Idaho Technologies

Idaho Falls, Idaho 83415

[4] "Role of simulators in operator training task 5". OECD/NEA/CSNI/Principal working group No. 1 Expanded task force on human factors. Part 2. Simulator fidelity issues.

[5] Sánchez H. Miriam Z. tesis "sistema multimedia y su aplicación en el diseño de interfaces para supervisión y control de procesos"
Cuernavaca, Mor. 1999.

[6] Carlos Chávez Mercado, Benjamín Zayas Pérez, Víctor Pérez Hernández, Andrea Pérez Ruiz, Ricardo Pérez Avila, Fabiola Sánchez Solano. "Simulador de Aula (Prototipo) para Operación y Análisis de Procesos Nucleares de Centrales Nucleoeléctricas". Reporte Final IEE/13/10565/I001/F/N. Instituto de Investigaciones Eléctricas, Unidad de Resultados de Energía Nuclear. Enero 1997.

[7] Carlos Chávez Mercado, Jacinto Valdés Parra, Janett Jaimes Nava, Andrea Griselda Pérez Ruiz. "Desarrollo de un Medio Ambiente de Prototipo Rápido para Construcción y Evaluación de Despliegues Gráficos y Paneles de Control de Seguridad". Reporte Final. IEE/13/10228/I001/F/N. Instituto de Investigaciones Eléctricas, Unidad de Resultados de Energía Nuclear. Enero 1996.

[8] C. Chávez-Mercado, "A Classroom Analysis 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.

[9] C. Chávez Mercado, "An Advanced Graphical Human-Machine Interfase for a Classroom Análisis Simulator of Nuclear Proceses."

Proceedings of the IERE Workshop on Human Factors in Nuclear Power Plants. Operation Session (2) Interfase. TEPCO R & D Centres, Tokio, Japan. May 27-30, 1996.

[10] B. E. Zayas Pérez, C. Chávez Mercado, "Interfase 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.

[11] 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.

[12] Alan Deikman

UNIX Programming on the 80286/8038

M&T Books

ESTA TESIS NO SALE
DE LA BIBLIOTECA

[13] The Reactor Analysis Support Package (RASP)

Volume 2: BWR Event Analysis Guidelines

NP-4498, Volume 2

Research Project 1761-1

Final Report, May 1986

Prepared by

S. LEVY INCORPORATED

3425 South Bascom Avenue

Campbell, California 95008

[14] Taller de Entrenamiento sobre SCDAP/RELAP5

Instructor Dr. Chris Allison.

Marzo 2002, Cuernavaca, Mor.

[15] <http://melcor.sandia.gov/index.html>

MELCOR 1.8.5

A Computer Code for Analyzing

Severe Accidents in Nuclear Power Plants

and Other Facilities

The MELCOR code is developed at Sandia National Laboratories

for the United States Nuclear Regulatory Commission

APÉNDICE A

DESCRIPCIÓN GENERAL DE UNA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA*

El propósito del presente apéndice es dar a conocer conceptos y términos nucleares que sirvan de apoyo para los capítulos que forman el cuerpo general de la presente tesis, además se mencionan algunas características principales de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

A.1 Centrales Nucleoeléctricas.

Una central nucleoeléctrica es una central térmica de producción de electricidad. Su principio de funcionamiento es esencialmente el mismo que el de las que funcionan con carbón, combustóleo o gas: la conversión de calor en energía eléctrica.

Esta conversión se realiza en tres etapas:

- 1) En la primera la energía del combustible se utiliza para producir vapor a elevada presión y temperatura.
- 2) En la segunda etapa la energía del vapor se transforma en movimiento de una turbina.

3) Finalmente el giro del eje de la turbina se transmite a un generador, que produce energía eléctrica.

Estas etapas se desarrollan en un circuito cerrado y aislado del medio ambiente. Las centrales nucleoelectricas se diferencian de las demás centrales térmicas únicamente en la primera etapa de conversión, es decir, en la forma de producir vapor. En una central clásica, el calor se produce en una caldera donde se quema continuamente un combustible fósil, mientras que en una central nuclear, el calor proviene de la fisión de núcleos de uranio 235 principalmente dentro de un reactor nuclear (Figura A.1).

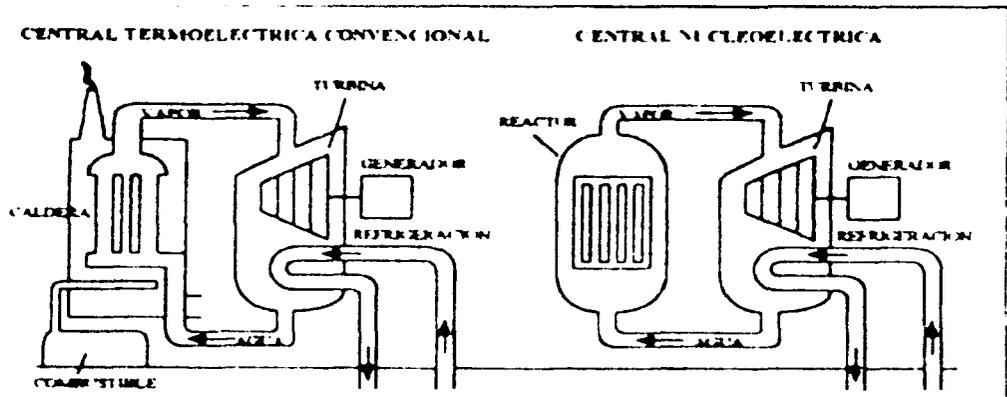


Figura A.1 Generación de energía eléctrica.

A.2 Reactores nucleares.

Un reactor es básicamente la parte medular de una planta nuclear donde la reacción de fisión en cadena ocurre y donde el calor que se genera se utiliza para producir energía eléctrica. Esta fisión del átomo se lleva a cabo en lo que es el núcleo del reactor

TESIS CON
FALLA DE ORIGEN

El calor producido dentro del reactor es recogido por un fluido, que circula alrededor del combustible, y a este fluido se le conoce como "Portador de Calor" o "Refrigerante".

Todos los tipos de reactores contienen básicamente la misma clase de componentes (Figura A.2). Un núcleo, compuesto por el combustible, el moderador y el refrigerante. Un sistema de seguridad y control para regular el ritmo de la liberación de energía. Un contenedor hermético dentro del cual se encuentra material nuclear y constituye un blindaje biológico para la protección de los trabajadores. Un sistema de extracción de energía tal como un sistema de enfriamiento para transportar el calor producido.

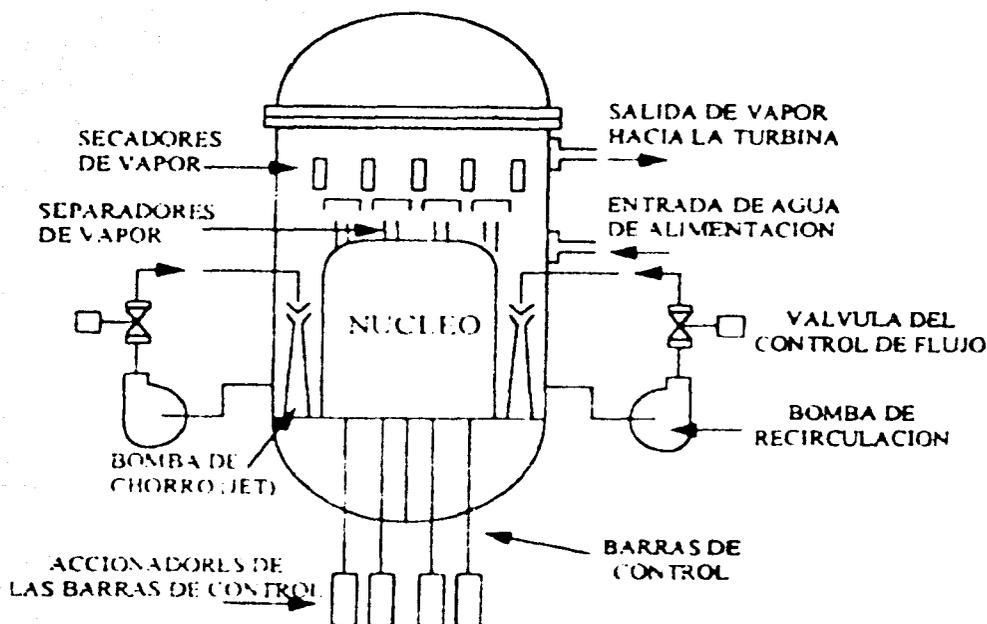


Figura A.2 Corte transversal de un reactor tipo BWR.

A.2.1 Tipos de Reactores.

Los reactores se clasifican en distintas formas, dependiendo de su finalidad. Encontraremos reactores de investigación y reactores de potencia (estos últimos son aquellos cuyo propósito es la generación de energía). Existe otra clasificación para los reactores de potencia, en este grupo se encuentran los reactores de *agua ligera*, en los cuales se utiliza agua ligera a muy altas presiones para tener altas temperaturas mientras se mantiene el agua en la fase líquida. Si al agua se le permite ebullición en el núcleo, el reactor es referido como de agua en ebullición (*BWR*), mientras si el sistema de presión se mantiene lo suficiente como para prevenir que el agua ebullición, el reactor es conocido como reactor de agua presurizada (*PWR*). Sin embargo, dentro de esta categoría, sólo nos enfocaremos a los tipos de agua hirviente, por ser precisamente uno de este tipo, el que se encuentra instalado en la Central Laguna Verde.

A.2.1.1 Reactores de agua hirviente.

Estos reactores utilizan agua natural como moderador y refrigerante, y uranio enriquecido como combustible.

En este tipo de reactores se tiene una ebullición controlada del agua utilizada como refrigerante que pasa por el núcleo, por lo tanto el agua hierve y el vapor producido se separa y seca dentro de la misma vasija. El vapor generado se envía directamente a la turbina y más adelante pasa por el condensador, donde el vapor se convierte en agua para que después de ser cuidadosamente tratada, se envíe nuevamente al reactor con el auxilio de varias bombas de alimentación.

A.3 Características generales de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV).

La Central Nucleoeléctrica Laguna Verde se localiza en el municipio de Alto Lucero en el estado de Veracruz, México.

La central consta de dos unidades, cada una con capacidad de 654 megawatts eléctricos, equipadas con reactores tipo BWR que operan con uranio enriquecido como combustible, y agua como moderador y refrigerante.

La primera unidad consta de seis edificios principales (Figura A.3).

- 1) **Edificio del Reactor** : En el se encuentra el reactor nuclear, sus sistemas auxiliares y los dispositivos de seguridad, la plataforma de recambio de combustible y la alberca de almacenamiento de combustible gastado.
- 2) **Edificio del Turbogenerador** : Aloja a las turbinas de alta y baja presión, el generador eléctrico y su excitador, el condensador, los precalentadores de agua de alimentación y los recalentadores de vapor.
- 3) **Edificio de Control** : En su interior está el cuarto de control y las computadoras de proceso, cuartos de cables, el sistema de aire acondicionado, el banco de baterías, los laboratorios radioquímicos y el acceso al personal del edificio del reactor
- 4) **Edificio de Generadores Diesel** : Aloja a los tres generadores diesel que se usan para el suministro de energía eléctrica a los sistemas de refrigeración de emergencia en caso de pérdida de energía exterior.
- 5) **Edificio de Tratamiento de Residuos Radioactivos** : Aloja a los sistemas de tratamiento de residuos sólidos, líquidos y gaseosos de mediano y bajo nivel de radioactividad.

6) **Edificio de la Planta de Tratamiento de Agua del Taller Mecánico** : Contiene la planta de agua desmineralizada de alta pureza para su uso en el ciclo de agua-vapor. También contiene el taller mecánico usado para reparación de equipos y mantenimiento.

La segunda unidad tiene sus propios edificios del reactor, del turbogenerador, de control y de generadores diesel. Comparte con la primera unidad el edificio de tratamiento de residuos radioactivos, pero tiene su propio edificio de purificación de agua del reactor. También comparte el edificio de la planta de tratamiento de agua y del taller mecánico

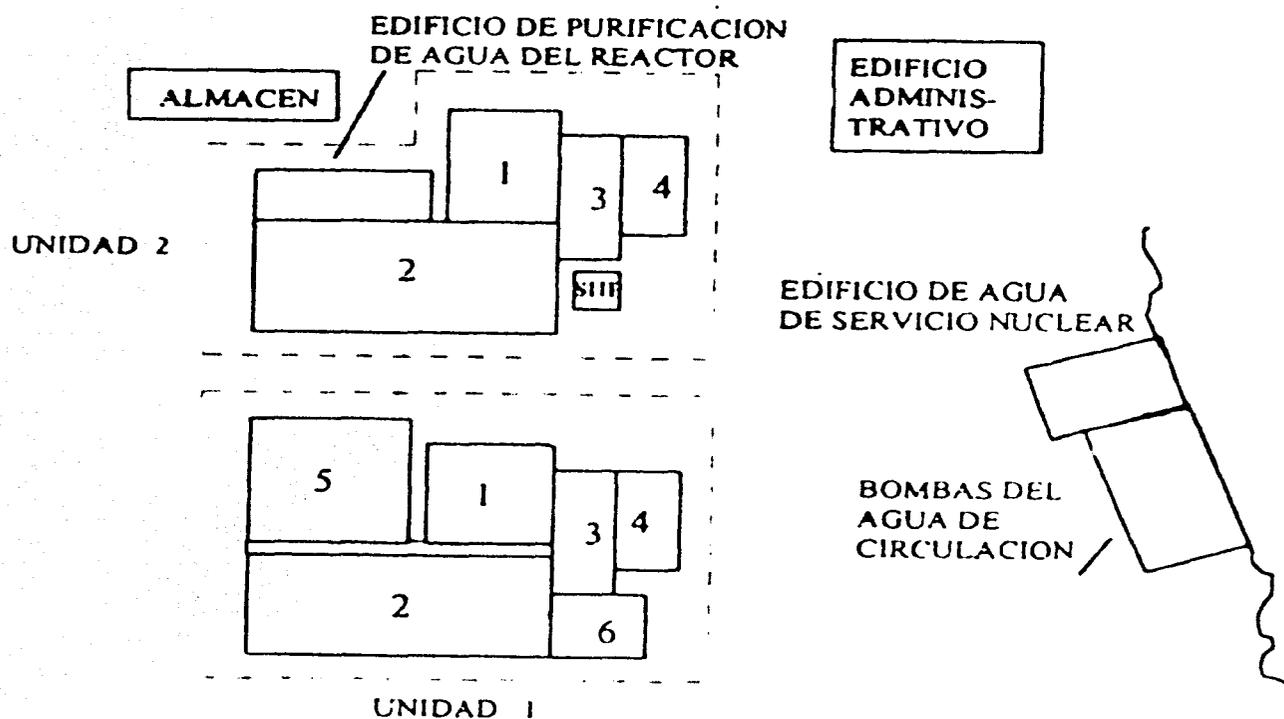


Figura A.3 Diagrama esquemático de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

A.4 Introducción a los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo del reactor.

En caso de interrumpirse la inyección de refrigerante a la vasija con los sistemas de condensado y agua de alimentación, la planta cuenta con sistemas en reserva que actúan automáticamente para restablecer el nivel del refrigerante. El **sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS)** y el **sistema de enfriamiento del núcleo con el reactor aislado (RCIC)** inyectan refrigerante a alta presión, mientras que el **sistema de aspersión de núcleo a baja presión (LPCS)** y los trenes del **sistema de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI)** funcionan a presiones menores. En caso de requerir el aporte de éstos últimos cuando la vasija está a una presión mayor, el **sistema de descompresión automática (ADS)** podrá actuar para permitirlo. Las centrales tipo BWR cuentan con estos sistemas de emergencia, destinados a mantener la central en operación segura en caso de una situación anormal o de accidente; estos sistemas no intervienen en forma directa en el ciclo de potencia del reactor.

A.4.1 Sistema de Enfriamiento del Núcleo del Reactor Aislado (RCIC).

Las funciones del RCIC consisten en mantener el nivel de la vasija para el adecuado enfriamiento del núcleo cuando el reactor está aislado o no se dispone del sistema de condensado y agua de alimentación, y ser capaz, en combinación con el **sistema de remoción de calor residual (RHR)**, de mantener al reactor en condición de reserva en caliente.

El sistema RCIC consiste básicamente de una bomba impulsada por una turbina de vapor, con las tuberías y válvulas necesarias para inyectar agua al reactor estando éste a presión normal de operación. El sistema comprende los siguientes circuitos.

- a) **Circuitos de Agua** : Un circuito principal mediante el cual se succiona agua del tanque de almacenamiento de condensado o de la alberca de supresión y se inyecta en la vasija del reactor.
- b) **Circuito de Vapor** : Una línea de alimentación de vapor para accionar la turbina, tomada desde la línea de vapor principal, con una derivación hacia los cambiadores de calor del RHR y una línea de desfogue de la turbina dirigida hacia la alberca de supresión con rompedoras de vacío para protección.

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

A.4.2 Sistemas de Enfriamiento de Emergencia.

Estos sistemas están disponibles a fin de mantener la temperatura del encamisado del combustible debajo de los límites de temperatura permitidos, en el evento de rotura de tubería dentro de los límites de la frontera de presión del refrigerante.

La CNLV cuenta con cuatro sistemas de este tipo. A continuación sólo se describen dos de los sistemas utilizados:

Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión (HPCS) : El HPCS es un sistema de circuito simple y consiste de válvulas de succión, bomba operada por motor, válvula de inyección y válvulas de prueba. El sistema toma succión desde los tanques de almacenamiento de condensado y bombea el agua hasta un cabezal montado en el envolvente del núcleo. Las toberas rociadoras montadas en el cabezal son dirigidas hacia los ensambles de combustible para remover el calor de decaimiento después de un

accidente por pérdida de refrigerante (LOCA). La alberda de supresión es una fuente alternativa de agua para el sistema HPCS.

El sistema se inicia automáticamente con alta presión en el pozo seco o bajo nivel de agua en el reactor. En el evento de que el sistema HPCS esté en cualquier modo de operación diferente al de reserva, y se reciba una señal de iniciación automática, todas las válvulas se realinean para el modo de operación de inyección a la vasija.

Sistema de Inyección de Refrigerante del Núcleo a Baja Presión (LPCI) : El RHR, es un sistema que tiene como función remover el calor de decaimiento generado por el núcleo del reactor durante un LOCA; este sistema remueve el calor del reactor cuando éste se encuentra aislado del condensador principal. El LPCI es un modo de operación del sistema de remoción del calor residual (RHR).

El propósito del modo LPCI es proveer automáticamente de agua de enfriamiento al núcleo del reactor después de un LOCA. Este modo en conjunto con el ADS sirve como respaldo al sistema HPCS. Este sistema de emergencia está formado por tres lazos (A, B y C) y consiste básicamente de una bomba por lazo, válvulas necesarias para la succión e inyección del agua del reactor, y en el caso de los lazos A y B, de un cambiador de calor

A.5 Cuarto de Control.

Siempre que se lleva a cabo al realización de un proceso, es necesario, si desea obtener resultados favorables, tener un control de todos los sucesos que pudiesen ocurrir, así mismo mantener una estricta vigilancia del comportamiento de todos los elementos o dispositivos que están interviniendo. Todo ello con la finalidad de proporcionar seguridad al personal que esté operando el equipo, y proporcionar protección al equipo mismo

Así, en la CNLV, existe un lugar específico, desde el cual se podrá tener una estricta vigilancia de todo lo que esté sucediendo en la planta; dicho sitio es el cuarto de control, desde el cual se estarán chocando todos los sucesos que ocurran, para que de esta forma, el personal que se encuentre en la central esté enterado de lo que acontece en ella.

A.5.1 Descripción del Cuarto de Control.

El cuarto de control de la CNLV se haya localizado en el edificio de control a una elevación de 25.10 m, es una sala o área destinada para que desde elle se tomen todas las acciones que harán que la planta se opere en forma segura, tanto en condiciones normales como en condiciones de accidente, incluyendo un LOCA, los cuales pueden llegar a ser de los más críticos para la planta.

Puede decirse que el cuarto de control es el cerebro de la planta, puesto que desde ahí se controlará todas las acciones y funciones de todo el equipo existente, desde válvulas hasta el reactor mismo, que es la parte medular o principal de la planta.

Dentro del cuarto de control existe una serie de tableros y paneles de control y en cada uno de estos tableros se encuentran los controles e instrumentación de cada sistema. La figura A.4 es un diagrama esquemático del cuarto de control en el que se observa la distribución de los tableros.

El cuarto de control, está diseñado para ser ocupado aún bajo condiciones de accidente, sin embargo, si existe la necesidad de desalojarlo, hay dentro del mismo edificio de control, un panel de apagado remoto, el cual se encuentra físicamente aislado del cuarto de control y desde el cual se podrá llevar al reactor al paro total de una manera segura

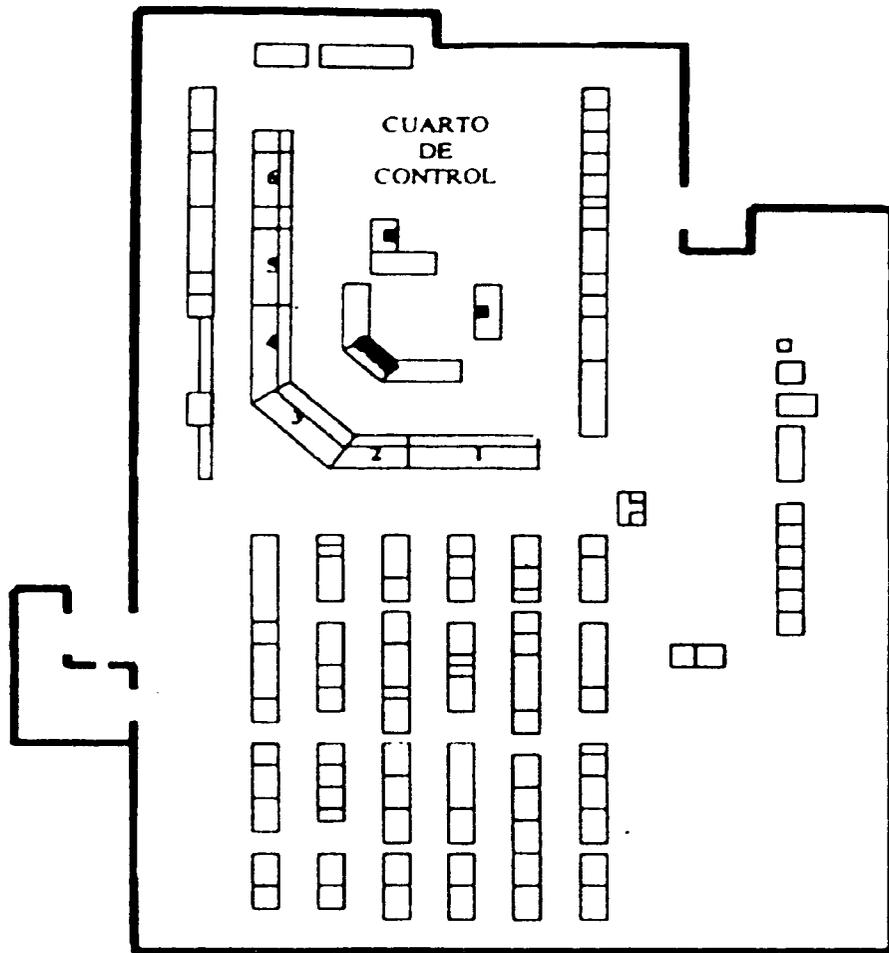


Figura A.4 Diagrama esquemático del Cuarto de Control de la CNLV.

A.5.2 Descripción de algunos tableros del Cuarto de Control.

Como se dijo en la sección anterior, en el cuarto de control, existen tableros en los cuales se encuentran una serie de interruptores, palancas e indicadores de tipo analógico ó digital. En dichos tableros se muestra al operador, las condiciones actuales en la que se hayan los sistemas de la planta.

A continuación se describe algunos de los tableros más importantes que se localizan en el cuarto de control (Figura A.4).

- De la localización 1 a 3 se encuentran los sistemas concernientes a la parte nuclear.

Localización 1. Panel BB-9, es el dedicado a los sistemas de enfriamiento del núcleo del reactor.

En dicho tablero se encuentran los controles e instrumentos de los siguientes sistemas.

Sistema de emergencia, el cual abarca, los siguientes sistemas: HPCS, LPCS, RHR, RCIC y ADS.

Localización 2. Panel BB-10, es el correspondiente a los sistemas de purificación del agua del reactor y recirculación.

Localización 3. Panel BB-11, es la región donde hace escuadra el tablero, y en este se ve todo lo relacionado con el manejo y control del reactor.

- De la localización 4 a la 6, se encuentran los sistemas convencionales, es decir aquellos que ya no están tan relacionados con lo nuclear.

Localización 4. Panel BB-12 es el correspondiente al agua de alimentación del reactor RFW donde se localizan los controles e instrumentos de los sistemas de condensado y recirculación.

Localización 5. Panel BB-13, es el correspondiente a la turbina principal.

Estos no son todos los tableros que existen en el cuarto de control, sin embargo son los más importantes.

Entre tableros y paneles existentes en dicho cuarto se suman un total de 123, y sólo se mencionan los de mayor interés.

* Janett Jaimes Nava "metodos y herrameintas computacionales para el desarrollo de un ambiente de prototipo rapido para el diseño de interfaces hombre-maquina en centrales nucleares"

Zacatepec, Morelos 1996.

APÉNDICE B

RUTINA DTSTEP.F DEL CÓDIGO RELAP/SCDAP

La rutina detstep.f, es la rutina donde se agregaron las sentencias para llamar a memoria compartida y depositar los valores de las variables utilizadas para el análisis del transitorio.

Las sentencias agregadas en la rutina junto con el valor de los índices de las variables y los canales de memoria compartida se muestran en la siguiente lista :

```
..... Sección de memoria compartida .....  
reactt = rkin(87192)  
CALL SHMCTEST(104, reactt)  
rscram = cnvarn(88814)*cnvaro(88814)  
CALL SHMCTEST(101, rscram)  
pdome = cnvarn(88831)*cnvaro(88831)  
CALL SHMCTEST(1, pdome)  
qsum = cnvarn(88848)*cnvaro(88848)  
CALL SHMCTEST(100, qsum)  
dhsab = cnvarn(88880)*cnvaro(88880)  
CALL SHMCTEST(30, dhsab)  
wrelief = cnvarn(88902)*cnvaro(88902)  
CALL SHMCTEST(31, wrelief)  
wturb = cnvarn(88914)*cnvaro(88914)  
CALL SHMCTEST(18, wturb)  
pot = cnvarn(88936)*cnvaro(88936)  
CALL SHMCTEST(5, pot)
```

```

rrct = cnvarn(89782)*cnvaro(89782)
CALL SHMCTEST(103, rrct)
waa = cnvarn(90155)*cnvaro(90155)
CALL SHMCTEST(14, waa)
wcore = cnvarn(89816)*cnvaro(89816)
CALL SHMCTEST(16, wcore)
wrrc1 = cnvarn(90121)*cnvaro(90121)
CALL SHMCTEST(10, wrrc1)
wrrc2 = cnvarn(90104)*cnvaro(90104)
CALL SHMCTEST(11, wrrc2)
nivel = cnvarn(90172)*cnvaro(90172)
CALL SHMCTEST(7, nivel)
wbypass = cnvarn(90189)*cnvaro(90189)
CALL SHMCTEST(28, wbypass)
wvapor = cnvarn(89833)*cnvaro(89833)
CALL SHMCTEST(15, wvapor)
wpump1 = cnvarn(90087)*cnvaro(90087)
CALL SHMCTEST(39, wpump1)
wpump2 = cnvarn(90104)*cnvaro(90104)
CALL SHMCTEST(40, wpump2)
..... VARIABLES DE COMPONENTES .....
velA = (pmpold(211)*60)/2.*3.141594)
CALL SHMCTEST(12, velA)
velB = (pmpold(742)*60)/2.*3.141594)
CALL SHMCTEST(13, velB)
..... VARIABLES DE LAS BOMBAS .....
if (and(cmpopt(2,211),4).eq. 0) go to 555
pumpA = 0.0
if (and(cmpopt(2,211),4).eq. 1) go to 556
pumpA = 1.0
CALL SHMCTEST(54,pumpA)
if (and(cmpopt(2,742),4).eq. 0) go to 557
pumpB = 0.0
if (and(cmpopt(2,742),4).eq. 1) go to 559
pumpB = 1.0
CALL SHMCTEST(55,pumpB)

```

***** VARIABLES DE LAS VALVULAS *****

val_turb = athrot(66347)

CALL SHMCTEST(77, val_turb)

val_bypass = athrot(66426)

CALL SHMCTEST(78, val_bypass)

val_salida = athrot(66031)

CALL SHMCTEST(76, val_salida)

val_renod = athrot(66584)

CALL SHMCTEST(41, val_renod)

***** Fin de seccion *****