
SUN-RAH: Simulador Universitario de Nucleoeléctrica BWR Basado en Modelos de Orden Reducido

**Jaime B. Morales Sandoval, Andrés López R. *, Alitet Sánchez B. *,
Raymundo Sánchez S. *, Augusto Hernández S*.**

*Laboratorio de Análisis de Ingeniería de Reactores Nucleares
DEPFI, Campus Morelos, en IMTA Jiutepec Morelos
Universidad Nacional Autónoma de México*

e-mail: jms0620@yahoo.com

**Estudiantes de Licenciatura*

Resumen

Se presenta el desarrollo de un simulador que permite representar la dinámica de una central nucleoelectrica, con reactor nuclear del tipo BWR, utilizando modelos de orden reducido. Estos modelos presentan las características definidas por los polos dominantes del sistema (λ) y la mayor parte de los transitorios anticipados de operación en una central pueden ser reproducidos con considerable fidelidad si los modelos son identificados con datos de planta o referencias de un código de mejor estimación como RAMONA, TRAC⁽²⁾ o RELAP. Los modelos del simulador son desarrollos o simplificaciones propias partiendo de las leyes físicas y reteniendo los términos principales. Este trabajo describe el objetivo del proyecto y las especificaciones generales del Simulador Universitario de Nucleoeléctricas con Reactor de Agua Hirviente (SUN-RAH) así como las partes terminadas, que fundamentalmente son el reactor nuclear, el de suministro de vapor (NSSS), el balance de planta (BOP), los controladores principales de la planta y las interfaces gráficas implementadas. Se describen las metas pendientes así como los futuros desarrollos y aplicaciones de SUN-RAH.

1. INTRODUCCIÓN

En las últimas décadas una gran cantidad de simuladores de centrales nucleoelectricas ha sido desarrollada, por organizaciones internacionales y nacionales⁽³⁻⁴⁾, con diferentes propósitos y requisitos para instalación y uso. Desde los simuladores de concepto y los de tarea específica, hasta los simuladores de entrenamiento para personal calificado para operar centrales nucleoelectricas, no olvidando los analizadores de planta que utilizan programas de computadora conocidos como "códigos de mejor estimación". Sin embargo, actualmente en los cursos de licenciatura y postgrado que se ofrecen en las universidades de México no se cuenta con una herramienta de fácil acceso que pueda ayudar en la introducción y especialización en la dinámica de una central completa, de sus sistemas y componentes. Por otra parte los conocimientos y experiencia para desarrollar diferentes tipos de estos simuladores así como los recursos humanos y materiales que se tienen en México pueden integrarse para configurar una herramienta computacional que beneficie considerablemente el proceso educativo en cuanto a las centrales eléctricas en operación así como las que actualmente se están diseñando. Los cursos de licenciatura y postgrado que

actualmente se ofrecen pueden apoyarse y a la vez contribuir a la mejora continua de ellos mismos por medio del desarrollo y uso del simulador de una nucleoelectrica.

2. OBJETIVO

El objetivo de este proyecto es desarrollar el simulador completo de una central nucleoelectrica tipo BWR que cumpla con el doble propósito de apoyar a los cursos de licenciatura y postgrado relacionados con centrales eléctricas de potencia así como el entrenamiento de ingenieros y especialistas en dinámica de neutrones, transferencia de calor, flujo bifásico, operación de sistemas de control, protección y de emergencia de una planta típica. El simulador SUN-RAH (Simulador Universitario de Nucleoelectricas con Reactor de Agua Hirviente) debe utilizar modelos de orden reducido y poder ejecutarse por Internet en tiempo más rápido que tiempo real. Las especificaciones generales y el alcance detallado del simulador se mencionan a continuación. Los modelos desarrollados deben fundamentarse en leyes físicas.

2.2. Especificaciones generales

El desarrollo del proyecto de del SUN-RAH está acotado por las siguientes especificaciones de diseño:

- Basado en Modelos de Orden Reducido. Modelos y Módulos desarrollados para estudiantes de licenciatura de manera que se beneficien del proceso de desarrollo y que puedan ejecutarlos en sistemas computacionales de fácil acceso.
- Accesible por Internet
- Para permitir el entrenamiento o introducción a cursos de alta demanda.
- Instalación y mantenimiento con software libre. El desarrollo puede realizarse con apoyo de programas propietarios bajo licencia en la UNAM, pero las versiones liberadas solo usarán software libre.
- Modelado de BWR genérica sin referencia específica a central alguna. Se configurará a una nucleoelectrica en proyectos posteriores.
- Inicio con estados estacionarios previamente verificados en forma cualitativa.
- Control y Monitoreo de simulaciones con gráficos predeterminados: diagramas simplificados de proceso, paneles simplificados, gráficas de tendencias, textos explicativos, fotografías típicas de sistemas y componentes.
- Registro bajo demanda de eventos (videos) y estados del simulador (fotos)
- Código fuente, único y no liberable para control de versiones.

2.2. Metas

Las metas específicas de este proyecto son:

- a. Modelado matemático del NSSS, BOP y controladores
- b. Desarrollo e Implementación de Modelos y Módulos usando Matlab
- c. Desarrollo de Interfaz Gráfica para el simulador
- d. Modelado de los Sistemas de Control y de Protección
- e. Integración de Modelos del NSSS y BOP

- f. Pruebas Dinámicas a Modelos Acoplados
- g. Modelado de Contención Primaria y Sistemas de Emergencia
- h. Identificación a Planta Específica (Bajo Demanda)
- i. Actualización de Módulos y Componentes

2.3 Alcance

En este simulador no se planea utilizar códigos de mejor estimación para modelar en línea componentes específicos de la planta, pero si para generar referencias de tendencias o modelos simplificados. El simulador originalmente no plantea la simulación de accidentes o el cabal cumplimiento del ANSI 3.5, lo cual si sería posible para transitorios específicos y un proyecto adicional de identificación de los modelos con una central determinada. El simulador no incluye mímicos replica de central alguna en particular, solo contará con gráficos de tipo genérico o disponibles en Internet.

2.3 Metodología

La metodología de desarrollo de los modelos matemáticos de este proyecto se basa en utilizar las leyes fundamentales de la ciencia y la ingeniería disponibles en libros de texto, reportes no propietarios y conocimientos disponibles en revistas y sitios de Internet de libre acceso para fundamentar y plantear cada una de las ecuaciones de los sistemas y componentes de la planta. Estos modelos se formulan en herramientas de desarrollo como MatLab para ahí probar su comportamiento dinámico y posibles limitaciones o conflictos. Una vez probados en ese ambiente se portarán a PHP u otros lenguajes que permitan la instalación del ejecutable en un sitio desde donde puedan accederse aún bajo demanda múltiple o grande (decenas de usuarios simultáneos.)

3. MÓDULOS PRINCIPALES

Una breve descripción de los modelos y módulos que integran este simulador se presenta en las siguientes secciones y en trabajos paralelos de la sección de estudiantes de este mismo congreso, así como en un trabajo enviado para su publicación en la revista de Ingeniería Investigación y Tecnología de la UNAM, donde se presentan derivaciones y discusiones adicionales de los modelos del SUN-RAH y su respuesta transitoria.

3.1 Interfaz de Usuario

La interfaz de usuario del simulador se desarrolla, para entornos Windows, en el lenguaje de programación Visual C++ 6.0 Edición Profesional. Para hacer uso de las funciones gráficas de Windows, se emplean las librerías y componentes denominados por Microsoft, como DirectX, en su versión 8.1. Estas extensiones de Windows, requieren la carga de los interpretes de las librerías (Plug-in, Dll's, etc.), y que el programador use las librerías en forma de código fuente. Ambas implementaciones (programador y cliente) son proporcionadas por Microsoft de manera gratuita, junto con una extensa documentación. El simulador programado emplea las extensiones DirectX, en modo de acceso directo, por lo que la mayoría de las primitivas geométricas que se

emplean en las representaciones graficas tipo Windows usuales, no están disponibles de manera directa e inmediata. Este modo de programación de interfaces gráficas, permite tener un control total de lo que se representará en pantalla, sin las restricciones propias de los entornos gráficos clásicos de aplicaciones Windows.

Todos los elementos que se perciben en las diversas pantallas que el simulador presenta, fueron colocados por el programador, los elementos dinámicos de las pantallas también fueron calculados, planificadas para lograr una representación clara y agradable a la vista. Varios de los elementos que se muestran en la Interfaz, son independientes del elemento al que representan, por lo que se pueden reutilizar en diferentes dispositivos o situaciones. De esta manera las graficas, medidores, despliegues, etc., son reutilizables y configurables a voluntad.

El programa de interfaz, también contiene, programas y subrutinas, que se encargan de pedir a un interprete de Matlab, que se ejecute una simulación en un cierto tiempo, y que se transfieran los datos que se hayan calculado en la simulación a los dominios del programa, así como también de alterar los valores de entrada o parámetros de los modelos a simular a petición del programa de interfaz, respondiendo a acciones del usuario o a actualizaciones resultado de cálculos internos. La interfaz de inicio mostrada en la figura 1 define el tiempo de simulación y de representación, con lo que se pueden acelerar o retrasar, los tiempos reales de los procesos, para tener una mejor visión de los que sucede en cada modelo y elemento simulado.

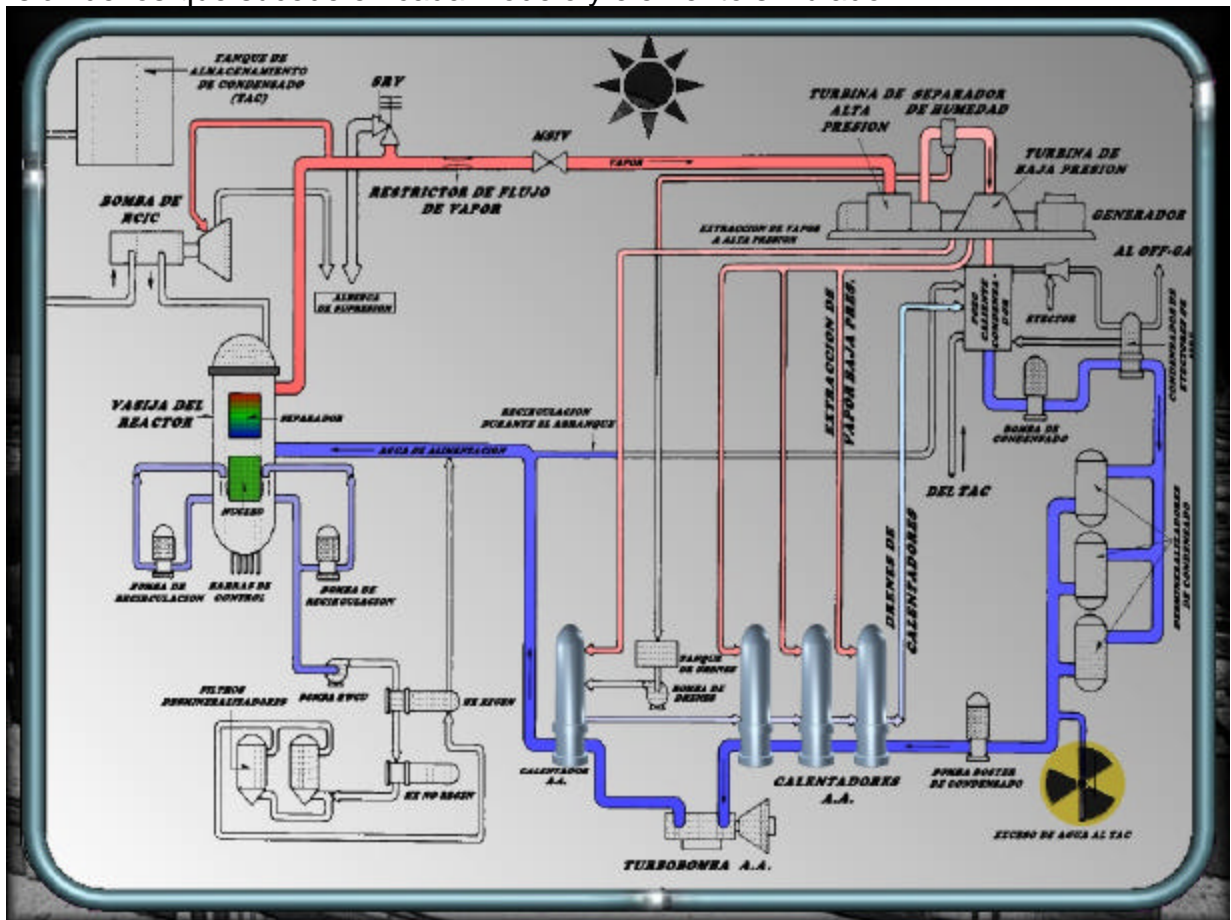


Figura 1. Despliegue gráfico de control general del SUN-RAH.

3.2 Núcleo del reactor

El núcleo del reactor incluye los modelos de la cinética de neutrones, la generación de potencia inmediata y de decaimiento, la dinámica de venenos y del xenón, la transferencia de calor en el combustible y el modelo de generación de vapor en el núcleo. La cinética de neutrones incluye seis grupos de neutrones retardados⁽⁴⁾ y se integra obteniendo la matriz de transición del sistema para evitar problemas numéricos debido al uso de métodos tradicionales o uso innecesario de recursos de CPU, lo que resulta en las ecuaciones presentadas en la tabla 1, donde las siete raíces s_k de la ecuación de Inhour se obtienen por un método ad-hoc ya que los métodos tradicionales frecuentemente fallan. El método busca cada raíz de manera iterativa en la mitad de la región donde es posible que haga cero a la ecuación, iniciando para cada caso en el punto central entre $(-I_j, -I_{j+1})$.

Tabla I. Solución Analítica de la cinética de neutrones para cualquier reactividad

Evolución Temporal de los Neutrones	Evolución Temporal de los 6 Grupos de Neutrones Retardados
$n(\Delta t) = \sum_{k=1}^7 A_k e^{s_k \Delta t}$ $A_k = \frac{n(0) + \sum_{j=1}^6 \mathbf{I}_j \frac{c_j(0)}{s_k + \mathbf{I}_j}}{\prod_{j \neq k} (s_k - s_j)} \prod_{j=1}^6 (s_k + \mathbf{I}_j)$	$c_i(\Delta t) = \sum_{k=1}^7 B_{ik} e^{s_k \Delta t} + c_i(0) e^{\mathbf{I}_i \Delta t}$ $B_{ik} = \frac{\mathbf{b}_i}{s_k + \mathbf{I}_i} \frac{n(0) + \sum_{j=1}^6 \mathbf{I}_j \frac{c_j(0)}{s_k + \mathbf{I}_j}}{\prod_{j \neq k} (s_k - s_j)} \prod_{j=1}^6 (s_k + \mathbf{I}_j)$

La reactividad se calcula de la posición de las barras de control, la fracción de vacíos, la concentración de xenón, la temperatura promedio del combustible y la concentración de boro en el refrigerante. El calor de decaimiento se actualiza basado en un modelo que considera la contribución debida al periodo de operación y el tiempo de inicio de la simulación:

La transferencia de calor en el combustible nuclear se obtiene directamente de una discretización de la ecuación de conducción de calor en coordenadas cilíndricas en donde se supone que la distribución de temperaturas sigue una función cuadrática en el combustible y una función lineal en el encamisado lo que permite que solo sean variables de estado las temperaturas promedio del encamisado y la del combustible:

$$\frac{d \langle T_f \rangle}{dt} = \left[\langle q_f'' \rangle - \frac{2}{R_1} h_g (T_{f1} - T_{ci}) \right] \frac{1}{(\mathbf{r})_f} \quad (1)$$

$$\frac{d \langle T_c \rangle}{dt} = \left[R_2 h_g (T_{ci} - T_{f1}) + \langle q_c'' \rangle - \frac{2b_{ic} \mathbf{k}_c}{s^2} (T_w - T_\infty) \right] \frac{1}{(\mathbf{r})_c}$$

Este modelo se repite para cuatro posiciones axiales del canal promedio de combustible.

El modelo termohidráulico en el núcleo del reactor consta de un máximo de cuatro celdas axiales verticales que reciben calor del combustible por convección y calor directo de las fisiones inmediatas y del decaimiento de los productos de fisión acumulados durante la operación del reactor. El modelo solo incluye explícitamente la conservación de la masa de vapor y la energía de la mezcla en esas celdas axiales⁽⁵⁾. Las primeras dos son de longitud variable, la primera tiene una altura H_0 que incluye la región de líquido sub-enfriado donde se supone que la fracción de vacíos es cero. La siguiente va desde ese punto hasta el $0.5 L_c$, siempre que la longitud del nodo sea mayor a $L_c/10$. Las siguientes celdas tienen longitud fija igual a $0.25 L_c$ siempre que la anterior sea mayor a $0.1 L_c$, de lo contrario estas dos celdas se colapsan en una sola. Para cada una de estas celdas

$$\frac{d(m_g)_k}{dt} = W_{g,k-} - W_{g,k+} + V_k \langle \Gamma_v \rangle_k \quad (2)$$

$$V_k \frac{d\mathbf{e}_k}{dt} = W_{l,k-} h_{l,k-} + W_{g,k-} h_{g,k-} - W_{l,k+} h_{l,k+} - W_{g,k+} h_{g,k+} + L_i \langle q'_{w,t} \rangle_k + V_k \langle q''_{dir} \rangle_k \quad (3)$$

El flujo líquido entrando a la primera celda es igual a W_{cin} y es calculado por el módulo de la vasija como se describe mas adelante, siendo generalmente cero el flujo de vapor entrando a esa celda. La generación de vapor es aproximada como en Ramona-3B⁽⁶⁾. Los flujos de vapor y líquido a la salida de cada celda son obtenidos suponiendo una distribución cuadrática que pasa por los valores promedios de las fracciones de vacíos calculados de las variables de estado

$$\langle \mathbf{a} \rangle_k = \frac{1}{\mathbf{r}_g(P_u)} \frac{(m_g)_k}{V_k} \quad (4)$$

$$\langle \mathbf{r}_m \rangle_k = \langle \mathbf{a} \rangle_k \mathbf{r}_g + (1 - \langle \mathbf{a} \rangle_k) \mathbf{r}_l$$

y de la aplicación de la relación empírica de Von Glahn ⁽⁷⁾ para la calidad del vapor a la salida de la celda:

$$\frac{W_0}{W_{g,k+}} = 1 - \left(\frac{\mathbf{r}_f}{\mathbf{r}_g} \right)^{0.67} \left[1 - \mathbf{a}_{k+} \left(\frac{\mathbf{r}_f}{\mathbf{r}_g} \right)^{0.1} \right] \quad (5)$$

3.3 Vasija y circuito de recirculación

Los fenómenos termo-hidráulicos que ocurren en la vasija de un BWR son modelados por celdas de control que representan a cada una de las regiones predominantes y donde se satisfacen las ecuaciones de conservación de masa y energía. Las regiones representadas son: el domo de la vasija con una región para el mezclado del vapor arrastrado por el separador de vapor hacia el “downcomer” justamente arriba de los inyectores de agua de alimentación, el downcomer, el pleno inferior de la vasija, el pleno de salida del núcleo, los separadores y secadores, el núcleo del reactor, bombas y dos circuitos completos de recirculación con bombas de chorro independientes.

Dos nodos de presión en la vasija, calculados como variables de estado permiten evaluar las propiedades del refrigerante así como el establecimiento de dos ecuaciones de conservación de momento a través de los circuitos de recirculación para de ellos determinar los flujos que llegan al pleno inferior. Partiendo del domo de la vasija (P_d) pasando por cada downcomer y bombas de chorro, hasta el pleno a la salida del núcleo (P_u) la conservación del momento del fluido bifásico requiere para dos circuitos:

$$L_i \frac{dW_{RLi}}{dt} = \Delta_i - L_{ij} \frac{dW_{RLj}}{dt} \quad (6)$$

en donde $L_i = (\ell_{dif} / A_{dif}) + N_i \sum_C (\ell_c / A_c) + (\ell_{LP} / A_{LP}) + (\ell_b / A_b)$ es la “inductancia másica propia” del circuito i ($=1,2$), y $L_{ij} = N_i \sum_C (\ell_c / A_c)$ es la “inductancia másica mutua de los circuitos (j sobre i)”. Las caídas de presión controlando las variaciones de flujo másico deben ser calculadas en cada iteración de acuerdo a:

$$\Delta_i = (P_{thi} - P_{jeti}) + (P_d - P_u) + g[\bar{r}_r \Delta Z_{dif} + \bar{r}_b (\Delta Z_b + L_v) - \bar{r}_c \Delta Z_c - \bar{r}_p \Delta Z_{PL}] - (K_{cum})W_0^2 - (K_b + K_{dif} - 1/(2A_{th}^2 \bar{r}))W_{RLi}^2 - (K_{SCT} + 1/(2A_{SCT}^2 \bar{r}_b))W_{SCTi}^2 \quad (7)$$

En cambio en cada lazo de recirculación la conservación del momento entre el downcomer y la salida de la boquilla de la bomba jet:

$$L_i \frac{dW_{di}}{dt} = (P_{dwni} + \Delta p_{pi} - P_{jeti}) - (K_d + K_{noz})W_{di}^2 / (2\bar{r}_r A_{noz}^2) \quad (8)$$

En este caso $L_i = (\ell_D / A_D) + (\ell_{RL} / A_{RL})$ es la “inductancia másica” de esta parte del circuito. Los flujos que circulan por cada lazo de recirculación se resuelven simultáneamente lo que permite la obtención del flujo másico total que ingresa al núcleo del reactor:

$$W_0 = N_1 W_{RL1} + N_2 W_{RL2} \quad (9)$$

La entalpía del fluido entrante al núcleo se obtiene de un retardo en el balance de energía llegando de los lazos de recirculación:

$$\frac{dh_0}{dt} = \frac{1}{V_{LP} \mathbf{r}_r} (h_{DE1} N_1 W_{RL1} + h_{DE2} N_2 W_{RL2} - W_0 h_0) \quad (10)$$

La presión en la región del núcleo y pleno de salida es una variable de estado que se obtiene de las ecuaciones de conservación de masa y energía y de las compresibilidades de la mezcla bifásica:

$$D_1 \frac{dP_u}{dt} = Q_B - W_{gu} h_{fgu} + \frac{\mathbf{r}_{gu}}{\mathbf{r}_{fu} - \mathbf{r}_{gu}} h_{fgu} (W_0 - W_s + W_{cs}) - \ell W_{cin} \Delta h_{sub} - W_{cs} \Delta h_{sc} \quad (11)$$

siendo $Q_B = Q_T - Q_s$ el calor latente total agregado por el reactor nuclear y $Q_s = Q_T \int_{z=0}^{H_0} F(z) dz$ el calor sensible, H_0 la longitud de la región del núcleo con agua subenfriada y una entalpía promedio dada por

$$\frac{d\bar{h}_{sc}}{dt} = F_s \frac{dh_{fu}}{dP} \frac{dP_u}{dt} + (1 - F_s) \frac{dh_0}{dt} \quad (12)$$

$F_s = \frac{1}{H_0} \int_{z=0}^{H_0} F(z) dz$ es el centro de calor en la región de subenfriamiento. La cantidad de agua subenfriada en el núcleo del reactor es una variable de estado del modelo y se determina de la conservación de la masa y energía en esa región

$$\frac{dM_{sc}}{dt} = [(1 - \ell) \Delta h W_{cin} - Q_s + M_{sc} (\bar{h}_{sc} - P_u v_l)] / (h_{f1} - \bar{h}_{sc}) \quad (13)$$

Lo que permite el cálculo de la frontera de ebullición.

Similarmente para la masa total del flujo bifásico en el pleno del reactor depende del flujo proveniente del bypass y de los aspersores del núcleo (en caso de una operación inadvertida, por ejemplo):

$$\frac{dM_{gu}}{dt} = W_{gc} - W_{gu} - W_{con} \quad (14)$$

La tasa de evaporación súbita en la región del pleno superior del núcleo esta dada por

$$W_{con} = \frac{\Delta h_{by}}{h_{fg}} (W_{by}) + \frac{\Delta h_{CS}}{h_{fg}} (W_{CS}) \quad (15)$$

El flujo volumétrico total saliendo del pleno se obtiene de las ecuaciones de conservación de masa de las fases, siendo j_m^{in} la velocidad de la mezcla a la entrada y j_m^{up} a la salida del pleno:

$$\begin{aligned} F_{up} &= A_{up} j_m^{up} = A_{up} j_m^{in} + v_{fg} W_{con} + A_{up} \Delta_z \bar{k}_m \dot{P} = \\ &= \frac{W_{gc}}{r_g} + \frac{W_{fc}}{r_f} + \frac{W_{by}}{r_{by}} + \frac{W_{CS}}{r_{CS}} + v_{fg} W_{con} + A_{up} \Delta_z \bar{k}_m \dot{P} \end{aligned} \quad (16)$$

Donde las velocidades superficiales se obtienen del modelo de Drift-Flux: $j_g^{up} = a^{up} (C_0 j_m^{up} + V_{gj})$, con el parámetro de distribución C_0 y la velocidad de deriva del vapor V_{gj} de la correlación de Bestion D (8). El cálculo de los flujos dejando el pleno utiliza $W_{gu} = A_{up} r_g j_g^{up}$ y $W_{fu} = A_{up} r_f j_f^{up}$, siendo $j_f^{up} = j_m^{up} - j_g^{up}$. Este modelo se implementó y probó en Matlab con resultados excelentes como lo muestra la figura 2.

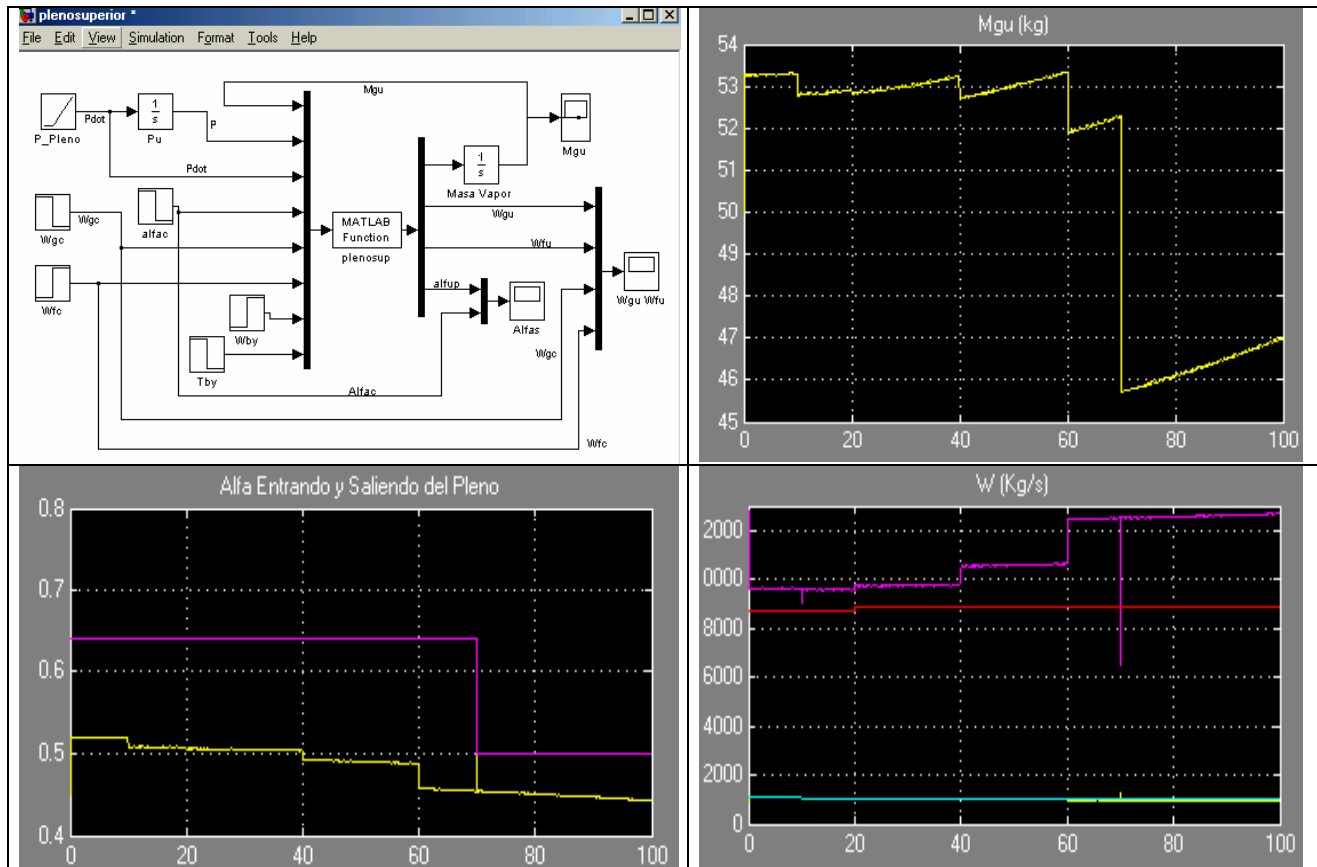


Figura 2. Resultados de Pruebas del Modelo del Pleno Superior del Núcleo

Similarmente, la presión P_d en el domo de la vasija se obtiene de las ecuaciones de conservación de masa y energía y de las compresibilidades de la mezcla bifásica en esa región de la vasija. La tabla 2 las presenta resumidamente valiéndose de los subíndices d y z para indicar la región de vapor en el domo y de líquido con burbujas de vapor, respectivamente. Los subíndices g y f indican las fases saturadas de vapor liquido. Las fracciones arrastradas de vapor a "z" y del liquido a "d" son c_{cu} y c_{co} mientras s indica cantidad proveniente del separador. Siendo las últimas cantidades de la segunda columna la tasa de evaporación súbita y el flujo dejando la región de mezcla en el domo hacia el downcomer.

Tabla II. Resumen del modelo para región del domo de la vasija del reactor

Región del Domo	Líquido con Vapor en el Domo
$D_2 \frac{dP_d}{dt} = \frac{h_{fgd}}{v_{fgd}} \left(\frac{W_{fs} + W_{fd}}{r_{fd}} + \frac{W_{gz} - W_{stm} - W_{cu}}{r_{gd}} \right)$	$\frac{dM_{gz}}{dt} = c_{cu} W_{fs} - W_{cu} - W_{gz}$
$\frac{dM_{gd}}{dt} = W_{gs} - W_{gz} - c_{co} W_{fs} - W_{stm}$	$\frac{dM_{fz}}{dt} = W_{fs} + W_{gfb} - W_{fz}$
$\frac{dM_{fd}}{dt} = W_{fs} + W_{gz} - W_{fd}$	$W_{gz} = [M_{gb} h'_{gd} + M_{fb} h'_{fd} - (V_{gb} + V_{fb})] \dot{P}_d / h_{fg2}$
	$W_{fd} = (W_0 - W_{fw} - W_{ci}) M_{fb} / (M_{fb} + M_{gb})$

La cantidad de masa de vapor saturado en los separadores es directamente proporcional al volumen y calidad del vapor llegando al separador. La masa total en los separadores es $M_s = \bar{r}_p V_s$, y suponiendo que la densidad promedio es igual a la del pleno superior se obtiene la masa de líquido saturado: $M_{fs} = \bar{r}_p V_s - M_{gs}$. En este caso la conservación del momento de la mezcla

$$\left(\frac{\lambda}{\hat{A}} \right) \frac{dW_{lu}}{dt} = (P_u - P_d) - g \bar{r}_p \ell_{SEP1} - \Delta P_{SEP} \quad (17)$$

Para conocer la calidad a la salida del separador es necesario hacer un balance de las energías de los flujos que entran y salen del separador: $c_{pd} = (c_{pu} h_{fgu} + h_{fu} - h_{fd}) / h_{fgd}$.

Con lo que podemos el flujo de salida $W_{gd} = c_{p2} W_s$. Por ello la calidad del vapor a la salida del separador queda $W_{fs} = W_s - W_{gs}$

3.4 Líneas de vapor y turbinas

Las líneas de vapor están representadas por varios nodos de presión de los cuales la presión en la línea de vapor a la mitad del recorrido a la turbina y la presión a la salida

de la válvula de control son variables de estado y las caídas de presión son calculadas directamente en la forma tradicional como se muestra en la Tabla 3, donde V_{SL} es el volumen total de la línea de vapor de la vasija del reactor a la turbina, W_{sim} es el flujo saliendo del reactor, W_T el flujo de vapor a través de la turbina y los flujos en la columna derecha pasan por las válvulas de control, desvío de la turbina, válvulas de alivio y recalentador, como claramente lo indican los subíndices usados.

Tabla III. Ecuaciones de Estado y relaciones fundamentales de la línea de vapor

$\frac{dP_{SL}}{dt} = \frac{(W_1 - W_{SL})}{\frac{d\mathbf{r}_g(P_{SL})}{dP} V_{SL}}$	$W_{CT} = \frac{C_{TV} a_a}{\sqrt{P_T g \frac{P_{rt} a_{rt} - P_{rt} a_{rt}}{a} \mathbf{r}_g P_T}}$
$\frac{dP_B}{dt} = \frac{(W_{CT} - W_T)}{\frac{d\mathbf{r}_g(P_B)}{dP} V_{SL}}$	$W_{BT} = 0.06357 a_B \sqrt{P_T \mathbf{r}_g(P_T)}$
$W_{sim} = K_{SL} \sqrt{\mathbf{r}_g(P_{SL}) P_{SL} - P_T }$	$W_{aliv} = K_{aliv} \sqrt{\mathbf{r}_g(P_{SL}) P_{SL} }$
$W_T = C_T \sqrt{P_B \mathbf{r}_g(P_B)}$	$W_{RE} = K_{SL} \sqrt{\mathbf{r}_g(P_{SL}) P_{SL} - P_{RE} }$

Las dinámicas de cada válvula están modeladas por sistemas lineales pero la relación entre áreas de flujo se determinan con procedimientos particulares.

La turbina es modelada con una tobera, un recalentador, una turbina de alta presión y una de presión intermedia y baja. Para la tobera la entalpía de salida se obtiene de

$$\frac{dh_{cx}}{dt} = \frac{W_T h_B - W_2 h_{cx}}{\mathbf{r}'_c V_c} - \frac{h_{cx}}{\mathbf{r}'_c} \frac{d\mathbf{r}'_c}{dt} \quad (18)$$

siendo la densidad del vapor también una variable de estado cuya derivada temporal es igual a $(W_T - W_2)/V_c$. El flujo y la entalpía del recalentador se actualizan por

$$\frac{dW_2''}{dt} = \frac{(W_2 - W_{BHP} - W_{REC}) - W_2''}{T_{W2}} \quad (19)$$

$$\frac{dh_R}{dt} = \frac{Q_R + W_2' h_g - W_3 h_R}{\mathbf{r}_R V_R} - \frac{(W_2' - W_3) h_R}{\mathbf{r}_R V_R} \quad (20)$$

$$\frac{dW_{PR1}}{dt} = \frac{W_{RE} + W_{REC} - W_{PR1}}{T_{R1}} \quad (21)$$

$$\frac{dQ_R}{dt} = \frac{W_{RE} + W_{REC} - W_{PR1}}{2T_{R2}} (T_S - T_R) H_{QR} - \frac{Q_R}{T_{R2}} \quad (22)$$

La densidad promedio del vapor en el recalentador también es una variable de estado con derivada igual a: $(W_2' - W_3)/V_R$. Similarmente para la turbina de baja presión el flujo saliendo es un retardo simple del balance de masa:

$$\frac{dW_3'}{dt} = \frac{(W_{3N} - W_{BLP}) - W_3'}{T_{W3}} \quad (23)$$

El par producido es calculado por $T_{HP} = W_2'''(h_{cx} - h_2)h_{HP}/(\Omega)$ donde el flujo que realiza trabajo es una fracción del flujo que entra y el que sale de la turbina de alta: $W_2''' = FRAC_{HP}(W_2 + W_2'')$. La eficiencia real de la turbina de alta presión esta dada por $h_{HP} = h_{CFHP}h_{HP}^*$ siendo h_{CFHP} un factor de corrección que toma en cuenta las pérdidas rotacionales y de holgura dado por de acuerdo a

$$h_{CFHP} = \frac{W_2'/W_2^* - W_L}{(W_2'/W_2^*)(1 - W_L)} \quad (24)$$

De igual forma en la turbina de media y baja presión la torca está dada modelada por ecuaciones similares a (26) y (27.) La potencia total en Watts se calcula del par total $P_{OWER} = (T_{HP} + T_{LP}) * \Omega$

3.5 Condensador y sistema de agua de alimentación

Seis calentadores de los trenes del sistema de agua de alimentación son simulados en una configuración de cascada. El flujo de agua de alimentación w_{fw} es el mismo para todos ellos, proviene del condensador y es el que entra al reactor, por lo que su paso por los calentadores solo le provoca retrasos propios de su estancia en el interior de los calentadores. Sin embargo, a este flujo no se le adiciona ni se le sustrae ningún otro flujo. Básicamente cada calentador esta representado por un balance de energía escrito como

$$\frac{dh_{fw1}}{dt} = \frac{Q_{H1}}{T_{H1}w_{fw}} + \frac{h_0 - h_{fw1}}{T_{H1}} \quad (25)$$

en donde h_{fw1} es la entalpía del flujo que sale del calentador, T_{H1} es el tiempo de residencia del flujo de agua de alimentación, h_0 es la entalpía de entrada al

condensador, Q_{H1} es el calor transferido por los flujos en el calentador número uno $Q_{H1} = H_1(W_{HP1} + W_{BLP4})$. El flujo de agua de alimentación depende del valor requerido por controlador:

$$\frac{dW_{fw}}{dt} = \frac{1}{t_{FW}} (W_{FSP} - W_{fw}) \quad (26)$$

en cambio el flujo en el condensador es modelado de un balance de masa de las descargas y extracciones de vapor y fluido usando:

$$\frac{dW_{con}}{dt} = \frac{W_3' + W_{BT} + W_{BOMB} + W_{HPO} + W_{ALIV} - W_{fw}}{T_{CON}} \quad (27)$$

El desarrollo de los modelos y despliegues de sistemas de emergencia y de la contención primaria están programados para la segunda fase del proyecto la cual también contempla la instalación del sistema en un portal de Internet. Actualmente se realizan pruebas de verificación al comportamiento acoplado del SUN-RAH.

4. CONCLUSIONES

Este trabajo describe el desarrollo de un simulador que representa la dinámica de una central nucleoeléctrica con reactor nuclear de agua hirviente, utilizando modelos de orden reducido e implementados en MatLab con una interfaz de usuario para Windows. El aprendizaje logrado durante el desarrollo de modelos de orden reducido, ha sido muy motivador para desmitificar la operación de componentes de la planta, amén de la utilidad de esta herramienta como medio para conocer los sistemas y respuesta de la planta de manera integrada. Varios de los modelos requirieron una fuerte inversión de tiempo y análisis para llegar a las versiones colapsadas y algunos aún pueden mejorarse considerablemente en términos de simplicidad y consumo de cpu. El SUN-RAH aún se encuentra en proceso de verificación y tiene varias etapas por desarrollar como son la implementación en un portal de Internet para acceso múltiple del ejecutable y el modelado de la contención de la planta. Los modelos de todos los componentes definen solo polos dominantes lo que no es limitación para reproducir una amplia gama de transitorios anticipados de operación de una central. Las partes implementadas en MatLab fundamentalmente son el sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS), el balance de planta (BOP), los controladores principales de la planta y las interfaces gráficas implementadas. También se describen las metas pendientes así como los futuros desarrollos y aplicaciones de SUN-RAH.

REFERENCIAS

1. Sistemas de Control en Tiempo Discreto, K. Ogata, Prentice-Hall, 2da Edición, 1996
2. TRAC-BF1-Mod1 An Advanced Best Estimate Computer Program for BWR Accident Analysis, EGG Report, I, EGG-2626 July 1992
3. *Desarrollo de un Modelo de Simulación de Plantas Nucleoeléctricas Tipo BWR.*, M. Schwarzblat, A. Villalobos, J. Morales, J. Arellano, G. Martínez, J. M. Pérez, F. Mugica, IIE /DEN, IIE /FE-N14/1546/13/F, Jun/83
4. "Simulación en Tiempo Real de la Termohidráulica de un Reactor de Agua Hirviente" Tesis de Maestría, Juan Carlos Ramos Pablos (M. En C.), ESFM /IPN, Dic/1991,
5. J. Lewins Nuclear Reactor Kinetics and Control, Pergamon Press. ISBN 0-08-021681-1, 1978
6. Richard T. Lahey, F.J. Moody, The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, 1993.
7. ScandPower, Ramona-3 User's Manual , rev 11, June 1995
8. El-Wakil, Nuclear Heat Transport, International Texbook Co, 1971.
9. "The Physical Closure Laws in the Cathare code", Nuc. Eng. Des., 124, 229-245, 1990).