

## **Modelo de Balance de Planta para RELAP/SCDAPSIM**

**Rafael Mendoza Molina**  
*Consultor Independiente*  
Ciudad de México  
rafael\_mendozam\_esfm@live.com.mx

**Carlos Filio López**  
*Escuela Superior de Física y Matemáticas*  
Av. Instituto Politécnico Nacional Edificio 9, Unidad Profesional Adolfo López Mateos,  
Zacatenco, C.P. 07738, México, Ciudad de México  
cfilio@esfm.ipn.mx

**Enrique Araiza Martínez, Javier Ortiz Villafuerte**  
*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares*  
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México; C.P.52750  
enrique.araiza@inin.gob.mx, javier.ortiz@inin.gob.mx

### **Resumen**

En este trabajo se desarrolló un modelo integral para una planta nuclear de potencia y tener un panorama más general de lo que ocurre tanto en el Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (NSSS) como en el Sistema de Balance de Planta (BOP) durante eventos anormales que se presenten en operación. RELAP/SCDAPSIM (RSS) es un código de cómputo del tipo de (la) mejor estimación que puede simular el comportamiento transitorio y de accidente de una instalación nuclear. El desarrollo de un modelo del BOP para RSS puede redundar en la simulación de transitorios tales como el disparo de turbina por pérdida de vacío en el condensador del vapor principal. En este trabajo se muestra el desarrollo de modelos de los componentes principales del BOP para el código RSS, tales como el conjunto de turbinas de alta y baja presión, así como sus extracciones de vapor hacia los calentadores de agua de alimentación, el condensador de vapor principal, un calentador de agua de alimentación, y las bombas de condensado y de agua de alimentación. Este nuevo modelo del Sistema de Balance de Planta se acopló entonces al modelo del NSSS que ya se tiene en RSS.

Primeramente se muestran resultados del estado estacionario con este nuevo modelo integral, para posteriormente mostrar resultados de la simulación de los transitorios: 1) disparo de turbina por pérdida de vacío en el condensador de vapor principal; 2) pérdida de bombas de condensado; y 3) falla del calentador de agua de alimentación.

## **1. INTRODUCCIÓN**

Cualquier evento operacional en el Sistema de Balance de Planta (BOP) induce perturbaciones en las condiciones normales de operación del reactor. El apagado del reactor, en una central nuclear, puede darse por fallas en algún componente del Balance de Planta. El análisis de tales eventos

debe ser realizado con herramientas computacionales robustas, de reconocida validación. El código RELAP (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) es un código de cómputo del tipo (la) mejor estimación (*Best-Estimate*), escrito en FORTRAN 77, desarrollado principalmente para el análisis de fenómenos termo-hidráulicos en reactores nucleares de agua en ebullición (LWR). El código fue desarrollado para la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (USNRC). El código permite la investigación básica sobre termo-hidráulica bifásica, el diseño de instalaciones experimentales termo-hidráulicas de pequeña o gran escala, de reactores de investigación y de centrales eléctricas comerciales. En conjunto con resultados de otros códigos especializados o directamente acoplado a ellos, también tiene aplicaciones en estudios de seguridad en centrales nucleares para apoyar programas de investigación de accidentes graves. En este último caso cae el código SCDAP/RELAP5 [1]. En este código acoplado, RELAP proporciona los cálculos termohidráulicos y SCDAP realiza los cálculos a partir de que las barras de combustible alcanzan su temperatura de fusión.

RELAP/SCDAPSIM (RSS) está basado en los modelos de SCDAP/RELAP5, pero con mejoras y actualizaciones adicionales. Además de RELAP5 y SCDAP, se adiciona el código COUPLE, para los cálculos relacionados con escombros y núcleo fundido ya en el pleno inferior de la Vasija de presión. RSS puede usarse pues para el análisis de un evento operacional desde el transitorio inicial hasta el punto de falla de la vasija de presión de un LWR. El propósito por tanto de este trabajo es desarrollar un modelo del BOP para el código RSS, de manera que se puedan simular diversos tipos de transitorios originados por fallas en el BOP, y a partir de los resultados analizar la respuesta del reactor ante tales eventos en ese sistema.

En este trabajo, primeramente se procede al acoplamiento del nuevo modelo del BOP a un modelo ya previamente desarrollado del NSSS para RSS, para generar un nuevo modelo integral y, desde luego, más detallado de las diversas componentes de una central nucleoelectrónica. Se realizaron entonces los ajustes y las pruebas necesarias para obtener un estado estacionario calificado, es decir, que cumpla con la Norma ANSI/ANS 3.5 [2] correspondiente. Ya a partir del estado estacionario, se realizaron diversos transitorios que inician desde el balance de planta. Por ejemplo: los transitorios de presión; disparo de turbina sin bypass; disparo de turbina por pérdida de vacío en el condensador. Resultados del estado estacionario y de los transitorios mencionados se presentan más adelante.

## 1. MODELOS DE BALANCE DE PLANTA EN RELAP/SCDAPSIM

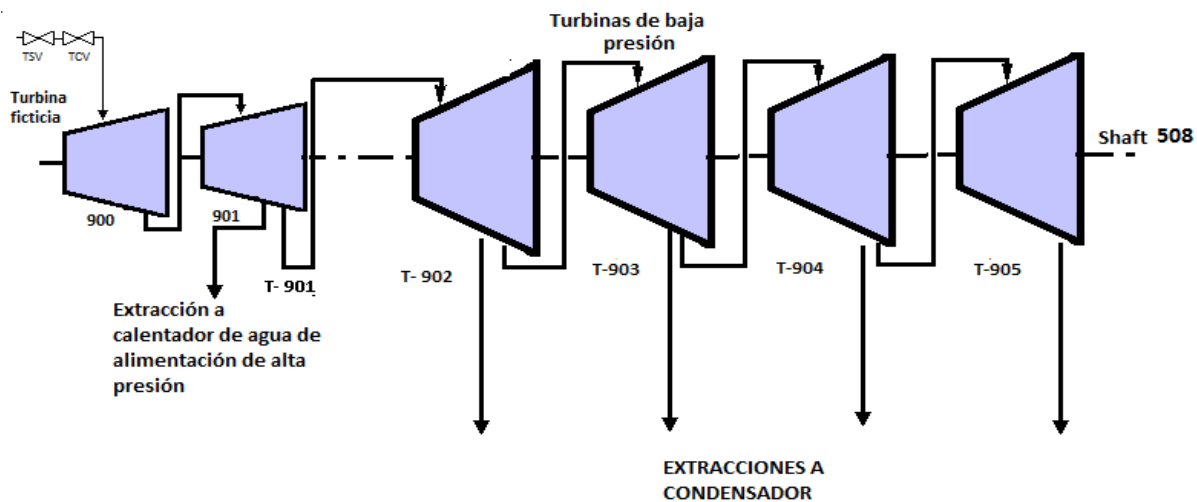
RELAP/SCDAPSIM es un código de cómputo del tipo de (la) mejor estimación que puede simular el comportamiento transitorio y de accidente de una instalación nuclear, pero no todas las componentes del BOP existen como tal en RSS, por lo que inicialmente se deben modelar individualmente, como es el caso de un condensador de vapor o un calentador de agua de alimentación. RELAP cuenta con una componente tipo *Turbina*, la cual se modela hidrodinámicamente mediante las ecuaciones de momento y continuidad. A continuación, se describe con más detalle la modelación de esta componente.

### 1.1. Modelo Termohidráulico de la Turbina Principal

Para el desarrollo del modelo de una turbina, RELAP también cuenta con la componente *flecha* (*shaft*) que modela un eje rotatorio al cual se pueden conectar: turbinas, compresores, generadores

y turbo bombas. Para modelar un conjunto de turbinas, se emplean cinco componentes del tipo *turbina*, conectadas en serie a la componente *shaft*.

La secuencia de conexión de componentes para modelar un conjunto de turbinas es la siguiente: al principio del grupo, se conectan dos componentes tipo *VALVE*, usadas aquí para representar la válvula de paro (TSV) y la válvula de control (TCV) o de gobierno. Se agrega enseguida una *turbina ficticia*, que se conecta directamente ya a una *turbina real*, la cual representa la turbina de alta presión. Los términos *turbina ficticia* y *turbina real* se refieren a componentes ficticios o reales, respectivamente. Es decir, la turbina ficticia es una adición para poder proveer de las condiciones de frontera e iniciales al fluido que va a la turbina (realmente existente) de alta presión. Una vez que se tiene un modelo con un desempeño con acoplamiento al NSSS, es posible suprimir los componentes ficticios, naturalmente. A partir de la *turbina real* se conecta una componente tipo *pipe* para modelar el recalentador. A esta componente *pipe* se le creó una correspondiente estructura de calor para poder simular la transferencia de calor del recalentador. Enseguida se agregan otras tres *turbinas reales* para representar las turbinas de baja presión. Un esquema del modelo recién descrito puede apreciarse en la figura 1. La tabla I muestra los datos iniciales usados en la modelación.



**Figura 1. Esquema de la nodalización del conjunto de turbinas en RELAP5**

**Tabla I. Datos de entrada para el conjunto de turbinas**

Parámetro	Turbina 900	Turbina 901	Turbina 902	Turbina 903	Turbina 904	Turbina 905
Presión entrada [psi]	936	936	400	200	100	13
Presión salida [psi]	936	400	200	100	13	1
Eficiencia	0	1	1	1	.98	.98
Velocidad angular [rpm]	1800	1800	1800	1800	1800	1800
Flujo de masa [lb/s]	2700	2700	2300	2000	1700	1400

## 1.2. Modelo del Condensador

Para modelar el intercambio de calor del condensador se utilizaron las siguientes componentes: cuatro *ANNULUS* con orientación vertical, por los cuales fluirá el vapor; cuatro componentes *ANNULUS* que representan el flujo refrigerante o sumideros de calor; cuatro estructuras de calor con geometría cilíndrica; cuatro bombas impulsoras de refrigerante; y una componente *PIPE* para representar el pozo caliente. La figura 2 muestra un esquema del modelo del Condensador. Para el modelo de Bombas de Condensado se usan dos componentes *PUMP* conectadas en paralelo, para mayor refuerzo.

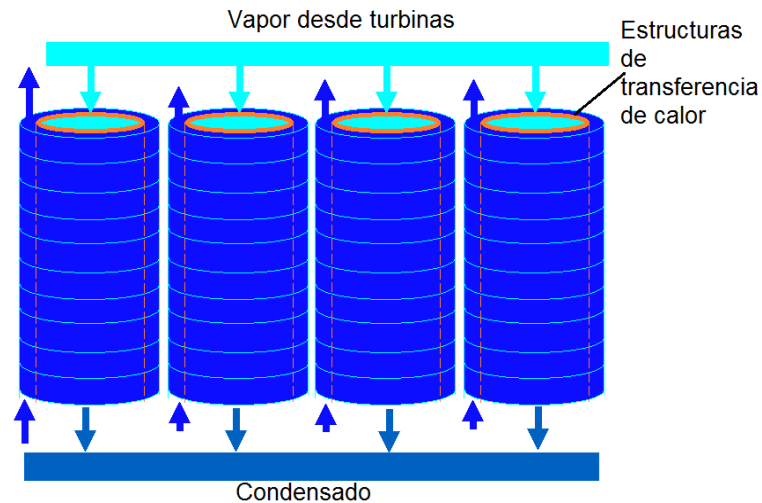
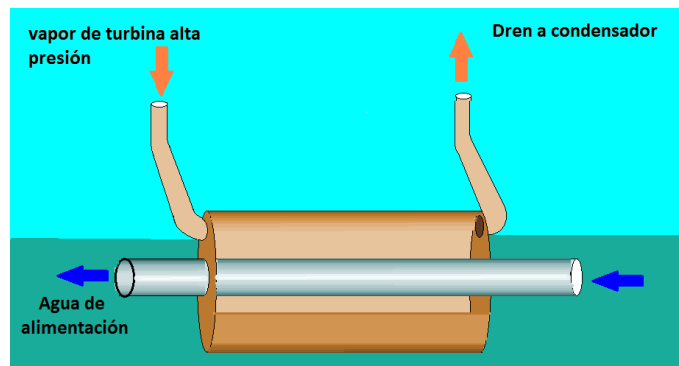


Figura 2. Esquema de la geometría usada para modelar el Condensador.

## 1.3 Calentador de Agua de Alimentación

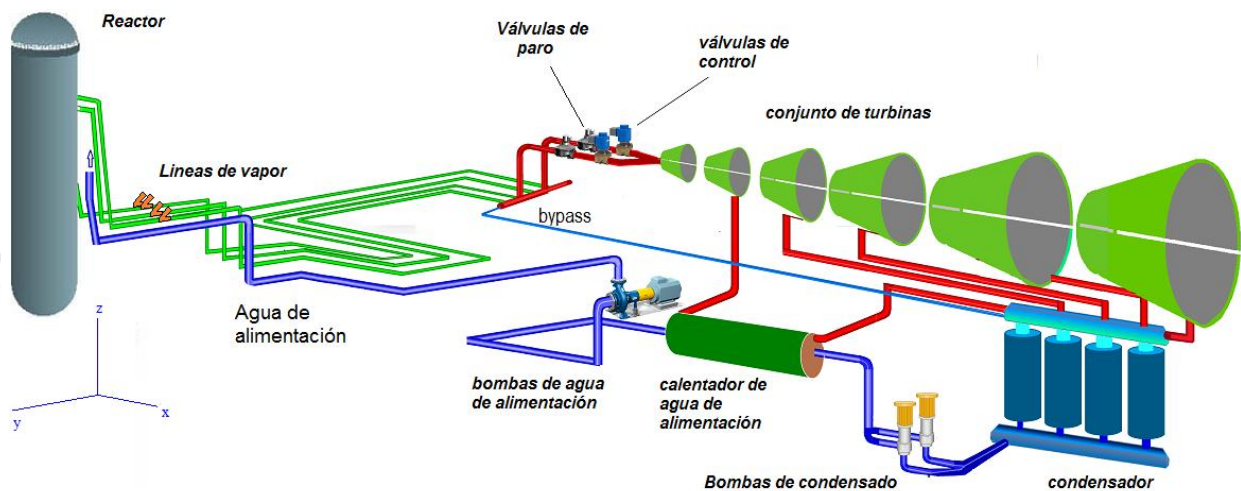
El calentador de agua de alimentación, al igual que el condensador, se modela con un intercambiador de calor de doble tubo con una geometría relativamente simple. Para el modelo del intercambiador de calor se utiliza una estructura de transferencia de calor con geometría cilíndrica, una componente *ANNULUS* y una componente *PIPE*. Un esquema de este modelo se muestra en la figura 3.



**Figure 3. Esquema del calentador de agua de alimentación.**

## 2. MODELO DEL BALANCE DE PLANTA ACOPLADO AL SISTEMA DE SUMINISTRO DE VAPOR NUCLEAR

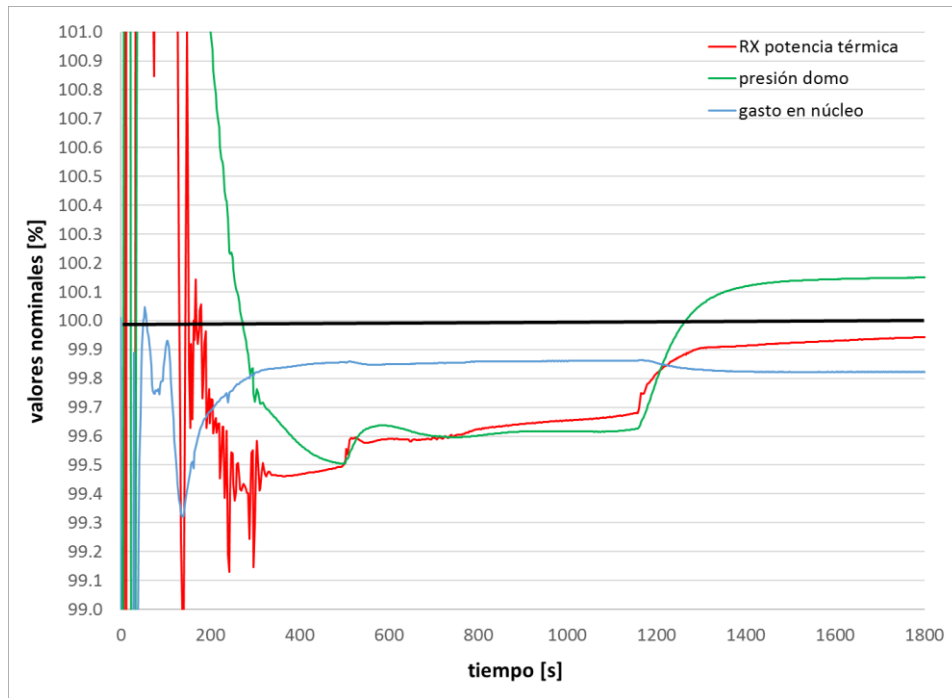
Cualquier evento operacional en el sistema de Balance de Planta induce perturbaciones en las condiciones normales de operación del reactor. El apagado de un reactor, en una central nuclear, muchas veces es debido a fallas en algún componente del balance de planta, por lo que se quiere observar la respuesta del reactor ante eventos en este sistema. La figura 4 ayuda a visualizar la geometría de las trayectorias de flujo y de la posición los nuevos componentes modelados en RSS para el análisis del BOP.



**Figura 4. Esquema de componentes modelados para el BOP**

### 2.1 Estado Estacionario a 2317 MWt

Antes de usar el nuevo modelo integral NSSS/BOP para análisis de transitorios ocasionados por fallas en los sistemas del BOP, es necesario tener un estado estacionario confiable. En este trabajo se usa la norma ANSI/ANS 3.5 como medio de verificación de un estado estacionario calificado. La figura 5 muestra valores nominales, en por ciento, de tres de las figuras de mérito de más relevancia de un estado estacionario: potencia térmica, presión en domo y gasto en el núcleo. La figura muestra que a partir de alrededor de los 1400 s se alcanza un estado estacionario, pues las desviaciones de los valores de referencia no pasan de  $\pm 0.2\%$ . Por tal razón solo se grafican los primeros 1800 segundos de simulación del estado estacionario nominal. El nivel normal también está dentro de la desviación mostrada. Los datos de referencia corresponden al aumento de potencia de la CNLV [3].



**Figura 5. Valores nominales, en por ciento, de la potencia térmica, presión en domo y gasto de entrada al núcleo.**

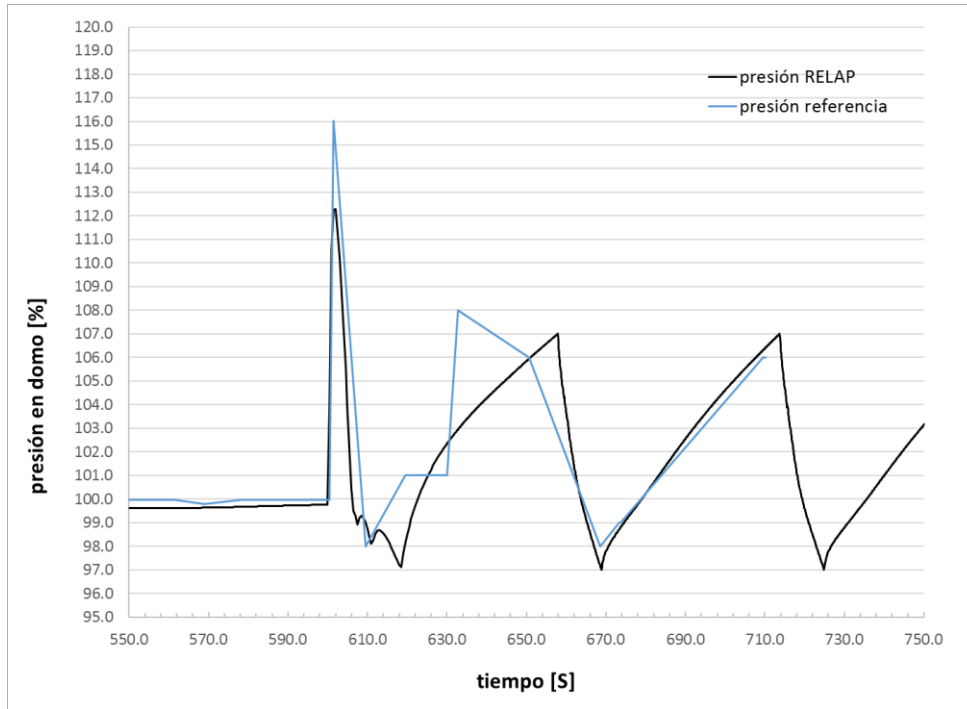
La Tabla II muestra la diferencia relativa porcentual de valores nominales correspondientes a algunos de los nuevos componentes implementados del BOP.

**Tabla II. Comparación de valores nominales de componentes del BOP**

PARÁMETRO	DIFERENCIA RELATIVA [%]
Presión en la entrada de turbina HP	6.10
Presión en turbinas LP	5.00
Presión de vacío en Condensador	6.00
Temperatura de salida en el calentador	0.70
Presión en bomba de agua de alimentación	0.15

## 2.2 Transitorio Disparo de Turbina sin bypass.

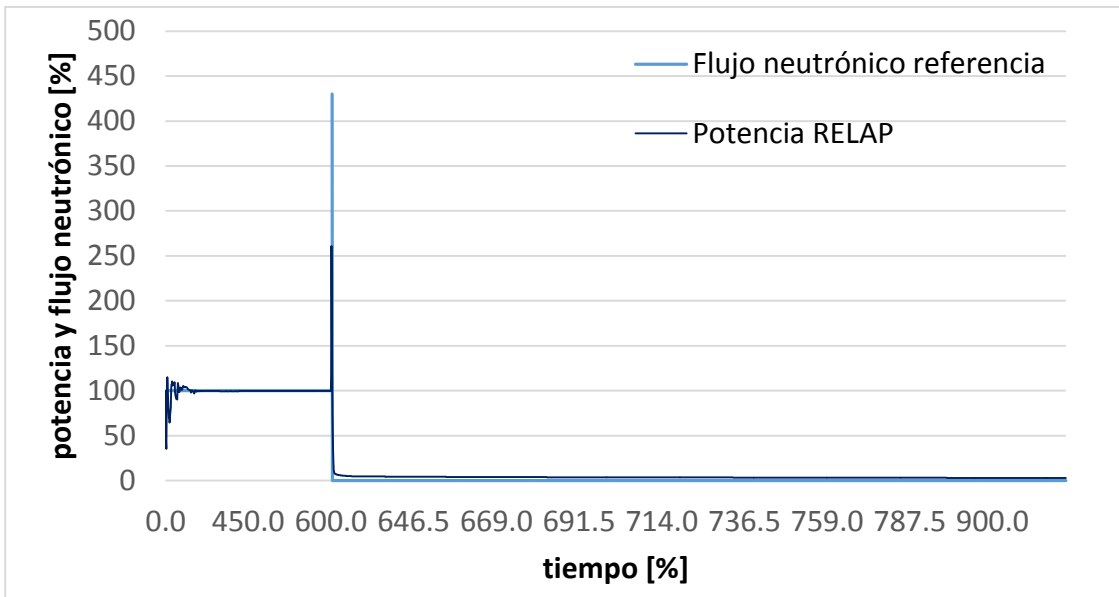
El disparo de turbina se caracteriza por el cierre súbito de la válvula de paro. El evento se puede dar por distintas causas, entre ellas está la pérdida de vacío del condensador, el cual se describe en este trabajo. El cierre de las válvulas de paro provoca una brusca reducción del flujo a la turbina, resultando un incremento de presión en el sistema nuclear de suministro de vapor. Este incremento de presión es aliviado por el conducto de derivación al condensador cuando abre la válvula de bypass. El disparo de turbina con fallo del bypass está clasificado como un incidente infrecuente con un Tiempo Medio entre Eventos de 156 años.



**Figura 11. Incremento de presión en la vasija del reactor.**

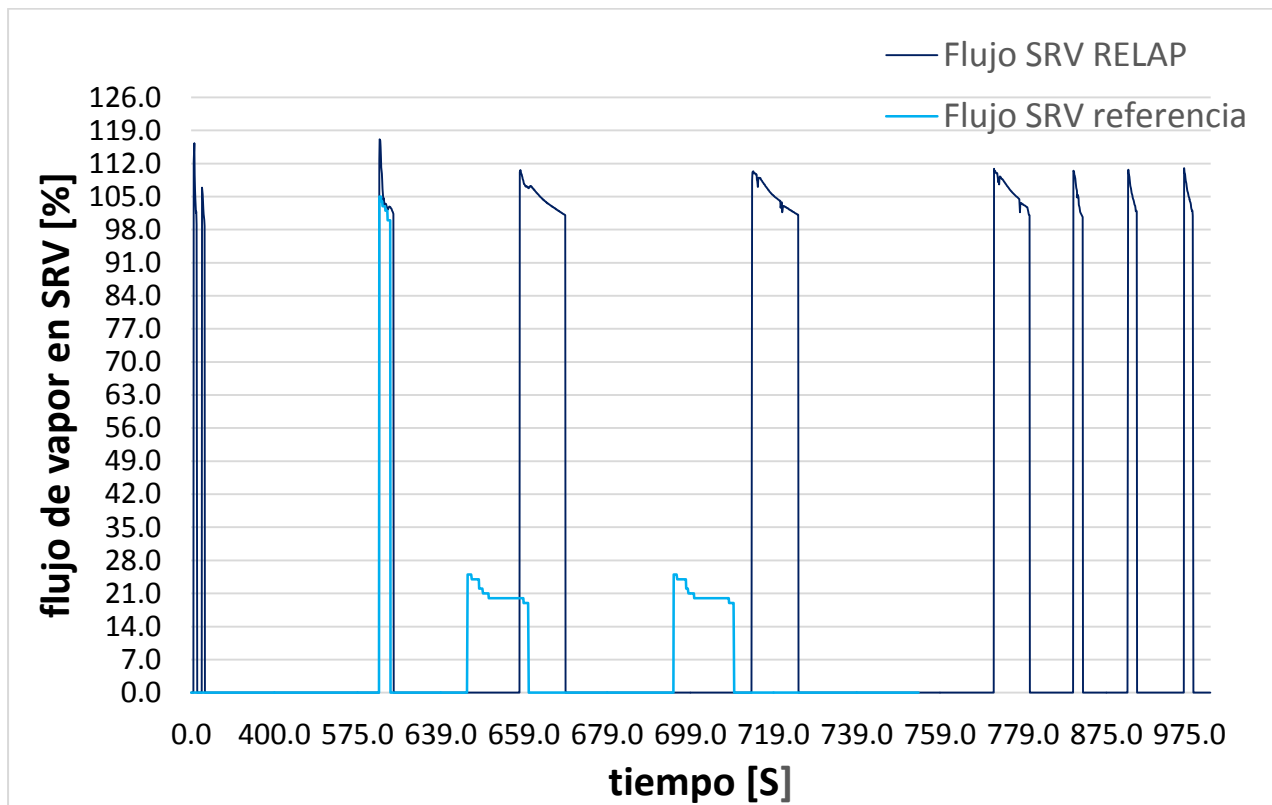
En la figura se observa un incremento de presión del 12 % en el sistema de suministro de vapor, lo que ocasiona un pico en la potencia térmica en núcleo del reactor.

Cuando el disparo de turbina coincide con el fallo del bypass el transitorio de presión es bastante más severo, pero aun dentro de la capacidad de las válvulas de alivio para mantener la presión de la vasija por debajo del límite de seguridad (1375 lb/in<sup>2</sup>). La presión máxima alcanzada en este transitorio es de 1142.372662 MPa (1195 lb/in<sup>2</sup>).



**Figura 12. Incremento de potencia en el núcleo del reactor.**

En la figura 12 se observa el incremento de potencia debido al colápsamelo de vacíos por el incremento de presión.



**Figura 13. Apertura y cierre de SRVs.**



En la figura 13 se observa que al tiempo de 601s, abren las válvulas SRVs 13-G y C, al tiempo 619 s, cierran. Estas aperturas corresponden a los diferentes picos de presión generados.

### 2.3 Disparo de Turbina por Bajo Vacío en el Condensador Principal.

El transitorio se inicia simulando una pérdida de vacío en el condensador abriendo la válvula 148 que simula la válvula rompedora de vacío. A los 5 segundos se alcanza el punto de ajuste del disparo de turbina por bajo vacío en el condensador. El comportamiento durante los siguientes cinco segundos es muy parecido al que se presenta ante un disparo de turbina con bypass operable.

Cinco segundos después del disparo de turbina, y del correspondiente SCRAM por cierre de las válvulas de paro, se alcanza el punto de ajuste de aislamiento por bajo vacío en el condensador. El efecto del cierre del MSIV's es muy pequeño, puesto que el flujo de vapor se ha reducido ya por la acción del SCRAM y por el desfogue a través de las válvulas de seguridad.

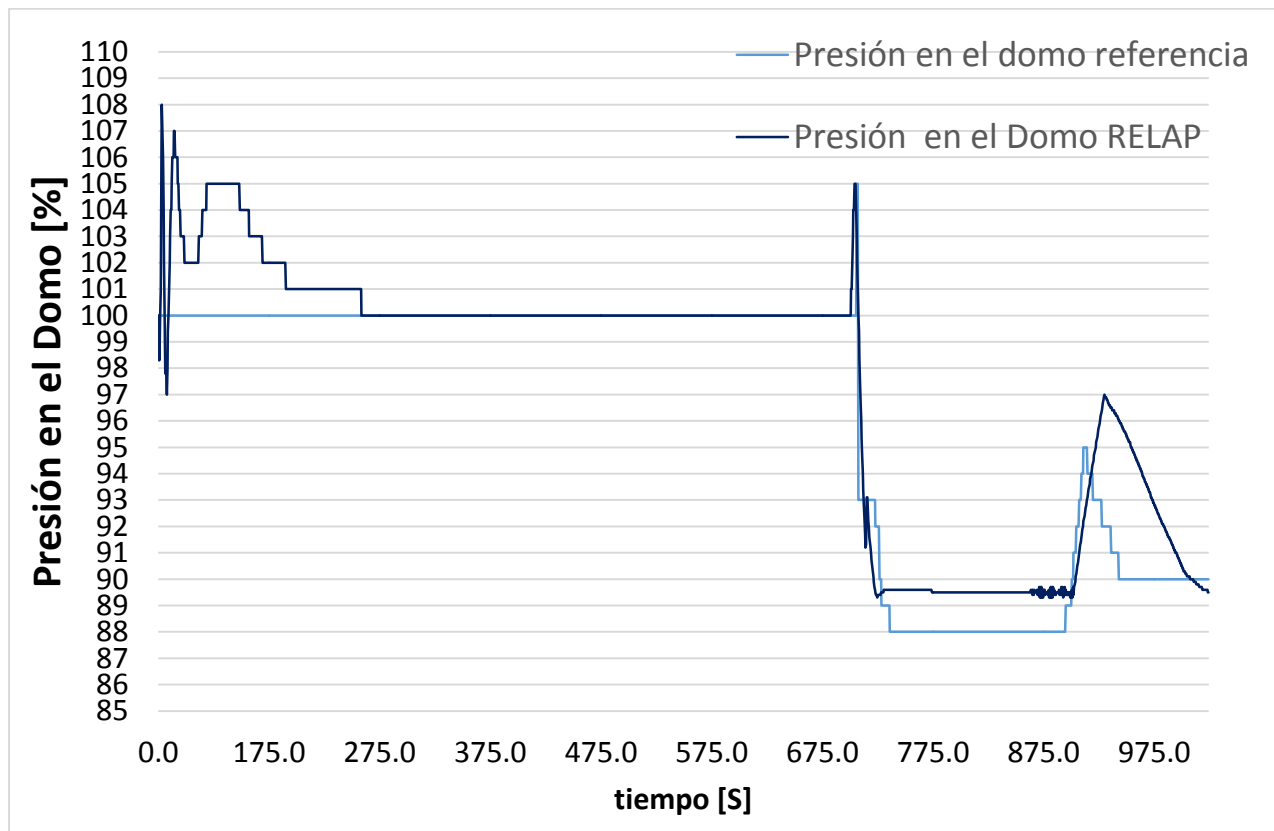


Figura 14. Presión en el domo de la vasija del reactor.

## 4. CONCLUSIONES

De acuerdo a los datos numéricos arrojados, la nueva extensión del modelo, no genera perturbaciones a los parámetros nominales de estado estacionario del modelo NSSS original, lo que indica el buen funcionamiento del modelo y una aproximación tolerable a los parámetros de operación de un sistema de balance de planta de una central nuclear genérica con lo cual se cumplen las expectativas de este trabajo.

Las configuraciones geométricas de los elementos modelados en el BOP, son simples y dieron buenos resultados, lo que nos permiten corroborar que se pueden realizar diversos eventos transitorios, como la falla en un calentador de agua de alimentación, pérdida de bombas de agua de alimentación entre otros.

Para trabajos futuros, este trabajo se implementará para el desarrollo de un simulador con interfaz gráfica que permita manipular cada componente y visualizar en tiempo real los parámetros de operación del sistema NSSS-BOP utilizando algún paquete informático, por ejemplo, VISA-RELAP5.

## AGRADECIMIENTOS

SENER.CONACYT FSE213519

## REFERENCIAS

1. RELAP5/MOD3.3 Code Manual Volume I: *Code Structure, System Models, and Solution Methods*, Nuclear Safety Analysis Division. NUREG/CR-5535/Rev 1-Vol I.
2. D. Butterworth, *Corulensers: Themnohydraulic Design*, Heat Exchanger Source Book Publications, Hemisphere Publ. C o p , Wash D.C. 1982.
3. Mario Álvarez-Fernández., et al.,2014 “Thermal analysis of closed feedwater heaters in nuclear power plants” *Applied Thermal Engineering* .Vol.68,pp 45-58.
4. Final Safety Analysis Report, Laguna Verde Power Station Unit 1 & 2, Feb. 1979, México.
5. Curso de Tecnología CNLV: Sistema de condensado y agua de alimentación al reactor (FWCS).
6. Alejandro Ramírez Ojeda, *Simulación del Condensador Principal de la Central de Laguna Verde con el Código TRAC-BF1*. Cuernavaca, Mor. Abril de 1992
7. CFE, Lecciones de curso de la Central Laguna Verde, Sistema de Vapor Principal y NSSS.
8. Del Angel M. “Modelo de la CNLV con el Código SCDAPSIM”, CNSNS-TR-021, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Julio 2000.
9. Rafael Mendoza Molina, Javier Ortiz Villafuerte y Enrique Araiza Martínez. *Desarrollo de un Modelo de la Turbina Principal de la CNLV para RELAP/SCDAPSIM 3.4*
10. Chung-Yu Yang, et al., 2009, “*Development and application of a dual RELAP5-3D-based engineering simulator for ABWR.*”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 239.