



MX0500259

XVI Congreso Anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR
XVI SNM Annual Meeting and XXIII SMSR Annual Meeting
Oaxaca, Oaxaca, México, Julio 10-13, 2005 / Oaxaca, Oaxaca, México, July 10-13, 2005

Simulación del Transitorio de Falla del Controlador de Agua de Alimentación en un Reactor de Agua en Ebullición con el Código RAMONA-3B

José Luis Hernández Martínez, Javier Ortiz Villafuerte

Departamento de Sistemas Nucleares

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera México-Toluca, km. 36.5

Ocoyoacac, Edo. de México, 52045

jlhm@nuclear.inin.mx; jov@nuclear.inin.mx

Resumen

Se presentan los resultados obtenidos al realizar la simulación del transitorio de Falla del Controlador de Agua de Alimentación (FCAA) con el código RAMONA-3B, ocurrido en la Unidad 2 de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV), en septiembre del año 2000. El transitorio se originó como consecuencia de una falla del controlador de velocidad de una turbo bomba de agua de alimentación. El trabajo incluye una corta descripción del evento, las suposiciones consideradas para la simulación y los resultados obtenidos. Además, se presenta una discusión del impacto del evento transitorio sobre aspectos de seguridad del reactor. Aunque la simulación realizada está limitada por las capacidades del código y por la falta de información disponible, se encontró que aún en una situación conservadora, la potencia se incrementó sólo en un 12% por encima del valor nominal, mientras que el límite térmico determinado por la mínima razón de la potencia crítica, MCPR, siempre se mantuvo por encima de los valores límites de operación y de seguridad.

1. INTRODUCCIÓN

En el núcleo de un reactor nuclear de agua ligera, LWR por sus siglas en inglés de Light Water Reactor, eventos que conducen a la remoción excesiva de calor conllevan una disminución de la temperatura del moderador/refrigerante. Esto se traduce en una inserción de reactividad positiva, que puede producir un aumento importante en el nivel de potencia del reactor, y un decremento en los márgenes a los límites térmicos establecidos. Ciertamente, un excesivo nivel de potencia por encima del valor nominal podría resultar en daño al combustible o una presión excesiva en el reactor.

En un reactor de agua en ebullición, BWR por sus siglas en inglés de Boiling Water Reactor, el diseño del núcleo considera eventos que implican la inserción de reactividad positiva causada por el incremento del flujo de refrigerante [1]. Tal incremento del flujo se considera debido a la falla del controlador del flujo de alimentación, o al arranque repentino e inadvertido de bombas de recirculación inicialmente inactivas. Este tipo de eventos está considerado actualmente entre los más relevantes transitorios para BWRs y que justifican el uso de un acoplamiento de códigos

termohidráulicos y neutrónicos en tres dimensiones (TH/3DN) [2], por el uso de ensambles combustibles con envolturas externas y por la amplia variación entre los ensambles, de una distribución axial de potencia dependiente del tiempo, que se puede presentar durante un evento.

Eventos iniciadores que producen una tasa de remoción mayor que la tasa de generación de calor están considerados tanto como eventos operacionales no programados [3], como eventos anticipados de frecuencia moderada [1]. En particular, cuando se consideran como eventos anticipados se asocian generalmente a condiciones que resultan de un único error del operador, o de una única falla de algún equipo. Otras posibles causas incluyen fenómenos naturales y/o condiciones meteorológicas extremas.

A fin de asegurar el cumplimiento de los límites de seguridad establecidos para un BWR (los límites térmicos), es necesario realizar un análisis detallado de los eventos iniciadores y del consecuente comportamiento transitorio del reactor.

A continuación se describe el trabajo realizado y los resultados obtenidos con el código RAMONA-3B [4], del paquete Fuel Management System (FMS) [5], para simular un transitorio debido a la falla del controlador de una turbo bomba de agua de alimentación.

2. SIMULACIÓN DEL TRANSITORIO

2.1. Descripción del Evento

En septiembre del año 2000, durante el Ciclo 5 de operación en la unidad 2 de la CNLV, ocurrió una falla en el controlador de velocidad de la turbo bomba A de agua de alimentación [3]. Dicha unidad estaba operando a 99.7% de potencia y con un 92.9% de flujo de refrigerante a través del núcleo. La falla en el control de la turbo bomba A de agua de alimentación resultó en un incremento de la velocidad de dicha turbo bomba, lo que trajo consigo aumentos en la cantidad de refrigerante introducido y en el nivel de éste dentro del reactor. Para tratar de compensar el efecto de la aceleración de esta bomba, el operador del reactor desaceleró la turbo bomba B a flujo mínimo y cambió a control manual la turbo bomba A, a fin de controlar el nivel. Para llevar el reactor a una zona de operación segura, después de detectar las condiciones anormales de operación, el operador disminuyó el flujo de recirculación y realizó movimientos de barras de control que llevaron el reactor a condiciones de 73.3% de potencia y 69.6% de caudal a través del núcleo. De esta forma se evitó la ocurrencia de scram del reactor.

2.2. Suposiciones en la Simulación del Transitorio.

RAMONA-3B se ha usado con frecuencia en la simulación de eventos operacionales ocurridos en la CNLV [6,7,8,9], por lo que sus capacidades y limitaciones termohidráulicas y neutrónicas han sido documentadas. Este código, además, se puede emplear para el análisis de estabilidad de BWRs [10,11].

En este trabajo, con la versión RAMONA-3.9, se realizó una simulación de los primeros 90 segundos del transitorio descrito. El núcleo del reactor fue dividido en 25 nodos axiales y se usó un cuarto el núcleo (111 canales) para la simulación. Las condiciones iniciales fueron proporcionadas por la CNLV. Aunque en la información del evento no se especifica en que porcentaje se incrementó el caudal de agua de alimentación, al tiempo $t = 10$ s, en la simulación, se introduce una perturbación que lo lleva hasta un valor 35% por encima del que tenía inicialmente en solo un segundo. El valor de 35% se usó pues es lo especificado en el reporte final del análisis de seguridad, FSAR por sus siglas en inglés de Final Safety Analysis Report, de la CNLV [12], para este tipo de transitorio. Este valor se mantuvo hasta que el nivel colapsado alcanzó un valor de 1.65 m sobre la entrada al downcomer. Entonces, el caudal de agua de alimentación se disminuyó al 73% del valor que tenía antes del inicio de la perturbación. Esta reducción se hizo para simular una disminución manual del caudal, ya que el control de la turbo bomba A de agua de alimentación se cambió a modo manual para controlar el nivel en el reactor.

Durante la ocurrencia del evento el operador realizó una disminución de potencia reduciendo el caudal de recirculación. Esta situación no es posible de reproducir en la simulación, pues con el flujo de recirculación no se tiene la posibilidad de especificar la forma en que se desea que se reduzca el caudal (lo cual sí es posible con el caudal de agua de alimentación). Por tanto, si se ejecutara una transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación, el caudal disminuiría casi a cero. Debido a lo anterior, el caudal de recirculación no se interrumpió y se dejó fluctuar.

Con la disminución de potencia existe también una disminución del caudal de vapor hacia la turbina. Para simular esto, al momento de que disminuyó el caudal de agua de alimentación también se hace la indicación para que disminuya el caudal de vapor a la turbina, al 73% del valor nominal.

El FSAR cataloga a este transitorio como de disminución de la temperatura del refrigerante y no como un transitorio de presurización. Debido a esto, y al hecho de que no se interrumpió el flujo de vapor hacia la turbina, lo que provocaría un aumento súbito de la presión, la simulación se hizo considerando constante la presión en el reactor. Finalmente, no se dio señal de scram.

3. RESULTADOS

Algunos datos requeridos por RAMONA-3B para la obtención del estado estacionario son calculados por los códigos HELIOS y CM-PRESTO [5]. El banco estático de datos de secciones eficaces y el banco cinético de parámetros nucleares para los tipos de combustible que se utilizaban durante el Ciclo 5 fueron proporcionados por HELIOS. Las distribuciones nodales de exposición, vacíos, potencia y la concentración de Xenón (Xe) que había en el reactor antes del inicio del transitorio se calcularon con CM-PRESTO.

La Figura 1 muestra una comparación de la distribución de potencia axial en el núcleo del reactor entre el resultado de la simulación con RAMONA-3B y datos proporcionados por la CNLV, para el estado estacionario del reactor previo al evento transitorio. Al calcular la mayor diferencia absoluta de la distribución de RAMONA-3B con respecto a la proporcionada, se encontró que es de 6.8%, de ahí la buena coincidencia de ambas distribuciones observada en la Figura 1.

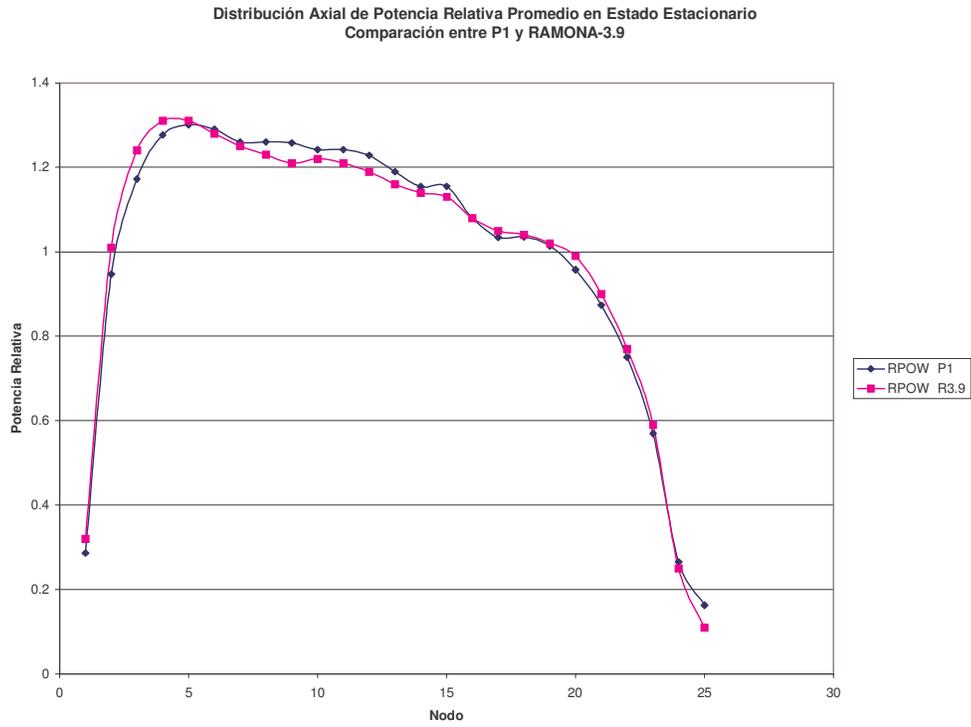


Figura 1. Comparación de la distribución axial de potencia relativa promedio del núcleo reportada por la CNLV con la calculada por RAMONA en el estado estacionario.

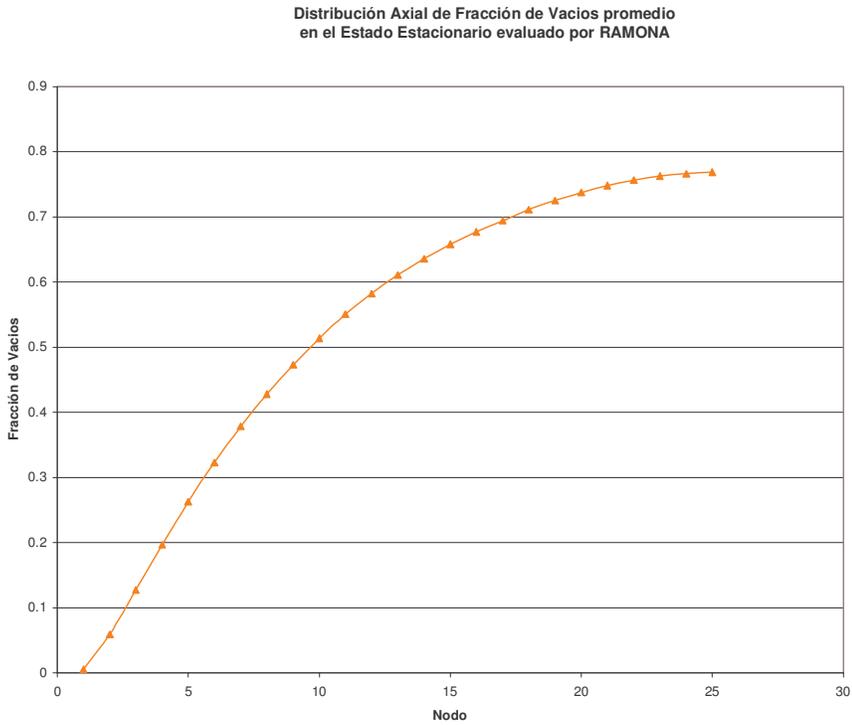


Figura 2. Distribución axial de vacíos promedio del núcleo en estado estacionario.

La Figura 2 muestra la distribución de vacíos en el núcleo. El perfil mostrado es el común para el estado estacionario en las condiciones de operación en que se encontraba el reactor antes del transitorio, y el valor promedio para el núcleo calculado por RAMONA-3B es de 52.8%, que también es un valor normal. Lo anterior muestra que la simulación del estado estacionario se efectuó correctamente.

El comportamiento del caudal de agua de alimentación en la simulación se muestra en la Figura 3. A los 10 s de iniciada la simulación se tiene el incremento de 35% de caudal, el cual es mantenido hasta que se alcanza el nivel de disparo de 1.65 m, como se muestra en la Figura 4. El aumento de caudal es pues mantenido aproximadamente catorce segundos, momento al cual se reduce al 73% del valor inicial (Figura 3). Esta reducción del caudal de alimentación simula la transferencia a control manual de la turbo bomba A y la reducción a flujo mínimo en la turbo bomba B, por parte del operador.

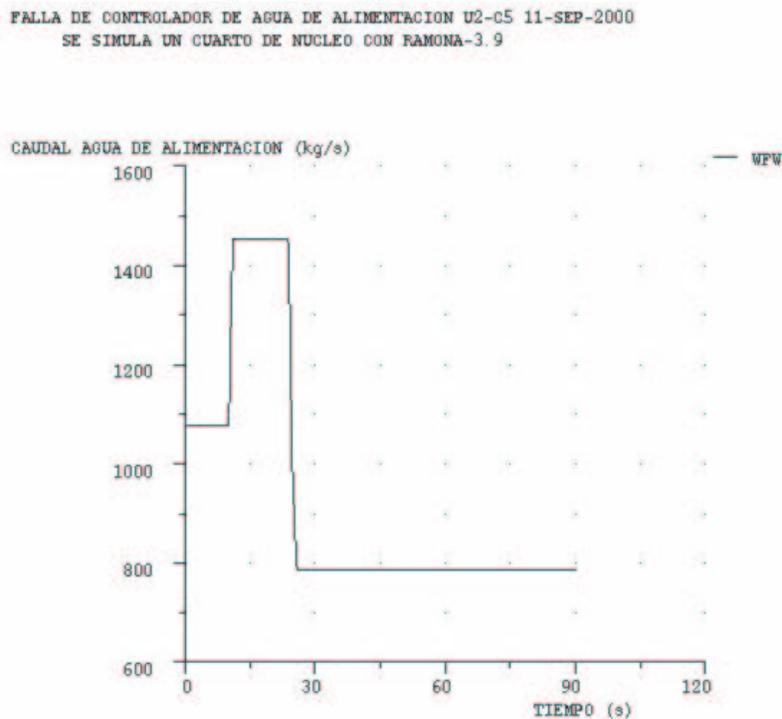


Figura 3. Comportamiento del caudal de agua de alimentación calculado por RAMONA.

El comportamiento de la potencia del reactor durante el transitorio se muestra en la Figura 5. El inicio del aumento apreciable de la potencia ocurre hasta alrededor de los 20 s del evento, diez segundos después del incremento del caudal de alimentación. La potencia máxima no alcanza ni el 12% por encima del valor nominal, aun cuando el caudal de alimentación se incrementó un 35%, como se aprecia en la Figura 5. El máximo de potencia se alcanzó a los 27.17 s, 3.17 s después de la simulación de la reducción del caudal de alimentación por parte del operador.

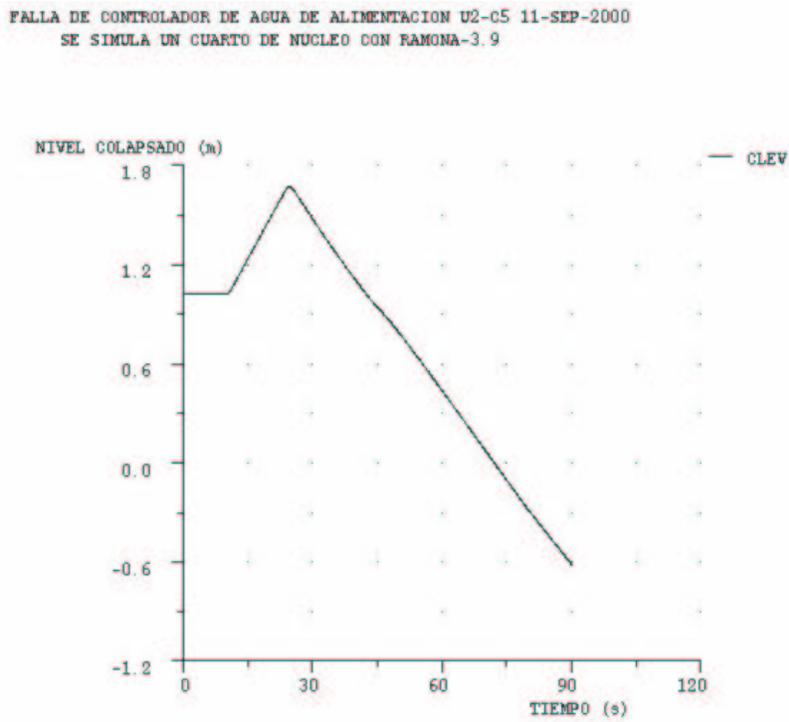


Figura 4. Comportamiento del nivel colapsado en el reactor calculado por RAMONA.

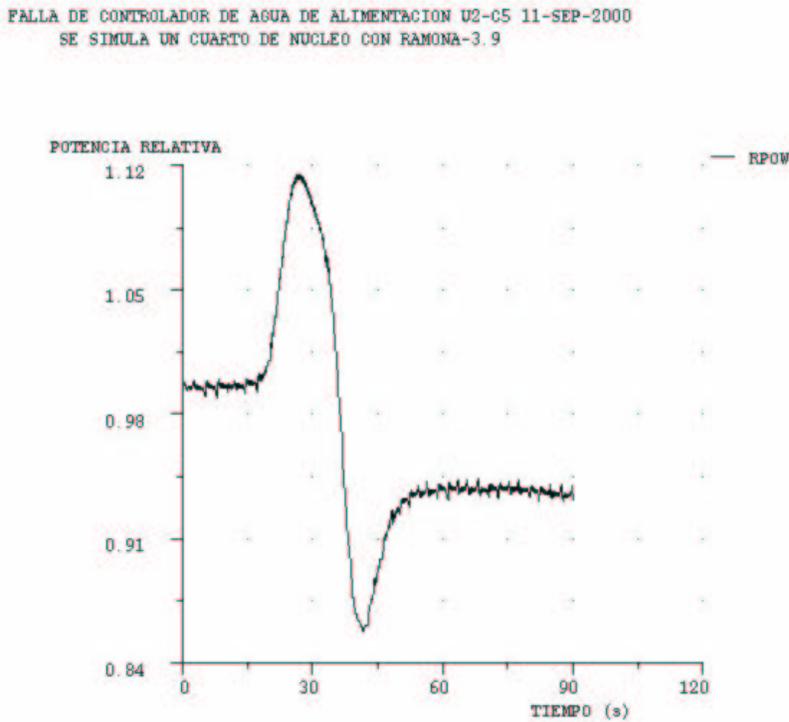


Figura 5. Comportamiento de la potencia total promedio del núcleo del reactor calculada por RAMONA.

El aumento inicial de potencia se vio favorecido por la inserción positiva de reactividad por vacíos, como se aprecia en la Figura 6. Nótese también que los máximos de reactividad (aproximadamente 50 pcm) y potencia coinciden en el tiempo.

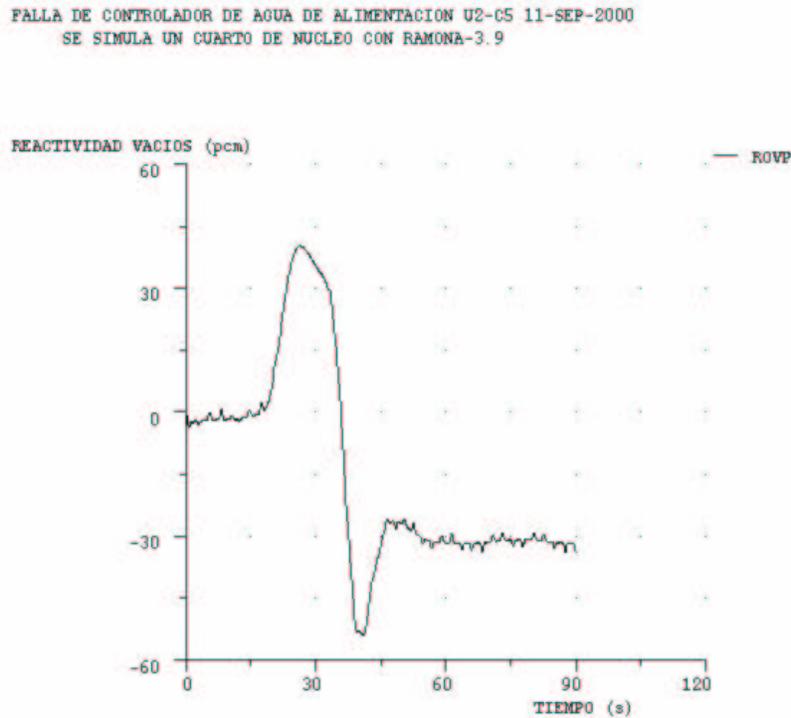


Figura 6. Comportamiento de la reactividad por vacíos en el núcleo del reactor calculada por RAMONA.

El aumento de potencia se vio limitado en primera instancia por la inserción de reactividad negativa debida al efecto Doppler en el combustible, como se aprecia en la Figura 7. Existe una diferencia de alrededor de cinco segundos entre el momento de potencia máxima y la máxima inserción de reactividad negativa Doppler (cerca de -50 pcm).

Una vez que se reduce el caudal de alimentación la potencia del reactor disminuye también, a consecuencia de la inserción de reactividad negativa debida a la generación de vacíos. El decremento en la potencia, a partir de su máximo y hasta su valor mínimo en el transitorio, es de alrededor del 25% aun cuando el incremento del promedio total de vacíos en el núcleo es de menos de 2%, a partir del valor mínimo alcanzado al tiempo de máxima potencia, y sólo menos del 1% respecto del valor promedio en estado estacionario.

El comportamiento de la reactividad total durante la simulación se muestra en la Figura 8. Nótese que en estado estacionario, los primeros diez segundos de la simulación, el valor de la reactividad está alrededor de cero, y que la máxima inserción de reactividad positiva esta supeditada primeramente a la inserción positiva por vacíos y después, con un retraso de cerca de cuatro segundos, a la inserción negativa por Doppler.

FALLA DE CONTROLADOR DE AGUA DE ALIMENTACION U2-CS 11-SEP-2000
SE SIMULA UN CUARTO DE NUCLEO CON RAMONA-3.9

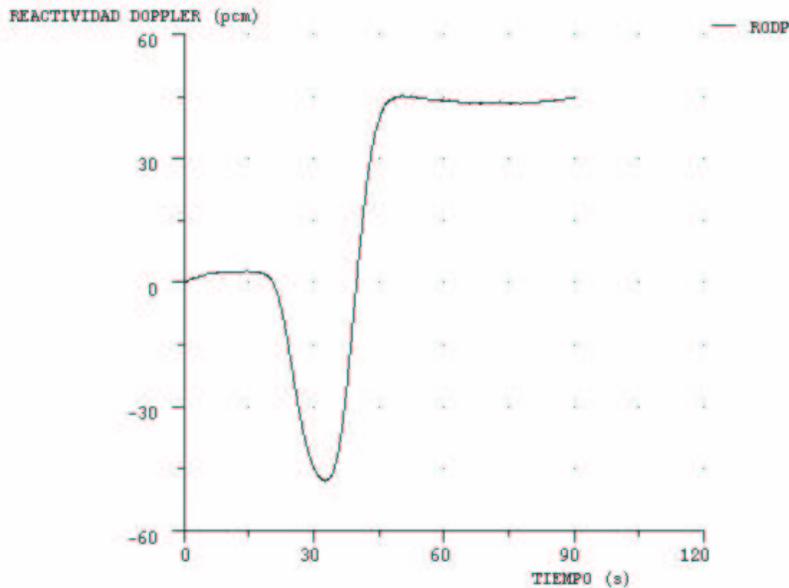


Figura 7. Comportamiento de la reactividad por efecto Doppler en el núcleo del reactor calculado por RAMONA.

La disminución del caudal de alimentación, y el pequeño incremento del promedio de vacíos en el núcleo, generan una inserción de reactividad negativa de alrededor de 80 pcm, en total. El valor mínimo de la reactividad total insertada es de -60 pcm, como se aprecia en la Figura 8, valor que se alcanza prácticamente al mismo tiempo que se tiene la máxima inserción negativa de reactividad por vacíos (Figura 6).

El caudal de recirculación, ver Figura 9, empieza a subir lentamente a partir de su valor mínimo, el cual también coincide con la máxima inserción negativa de reactividad por vacíos. Este pequeño incremento de caudal reduce el promedio de vacíos en el núcleo, con lo que se tiene una inserción positiva de reactividad, como se ve en la Figura 6. Esta reactividad positiva aunada a la reactividad positiva Doppler, que se presenta por el enfriamiento del combustible, resultan en una inserción positiva importante de reactividad total, de aproximadamente 75 pcm (Figura 8). La potencia del reactor se incrementa por consecuencia, a un nivel de 94%, aun por debajo de la potencia nominal en estado estacionario (Figura 5). A partir de este momento, alrededor de 50 s, se estabiliza el reactor y todas sus variables.

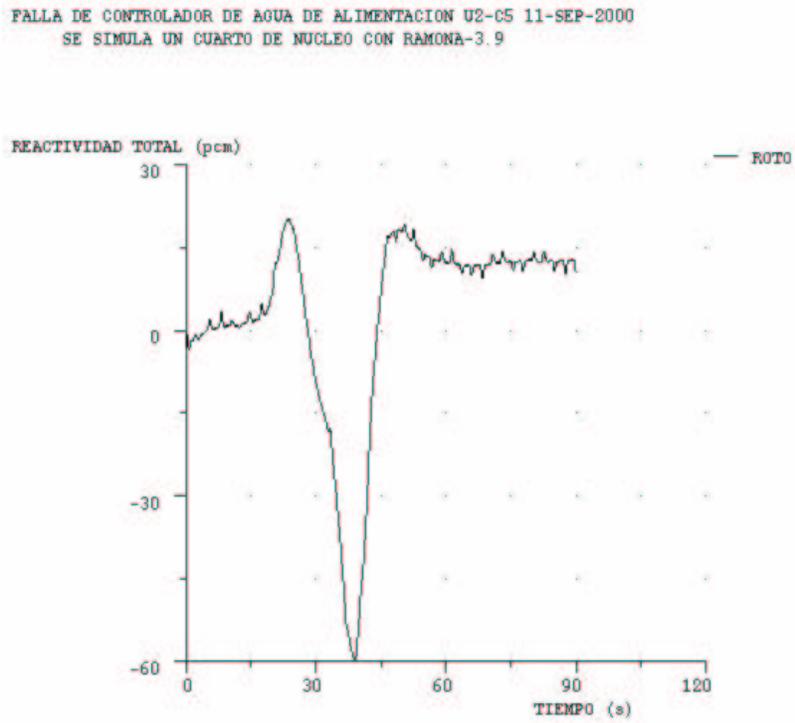


Figura 8. Comportamiento de la reactividad total en el núcleo del reactor calculada por RAMONA

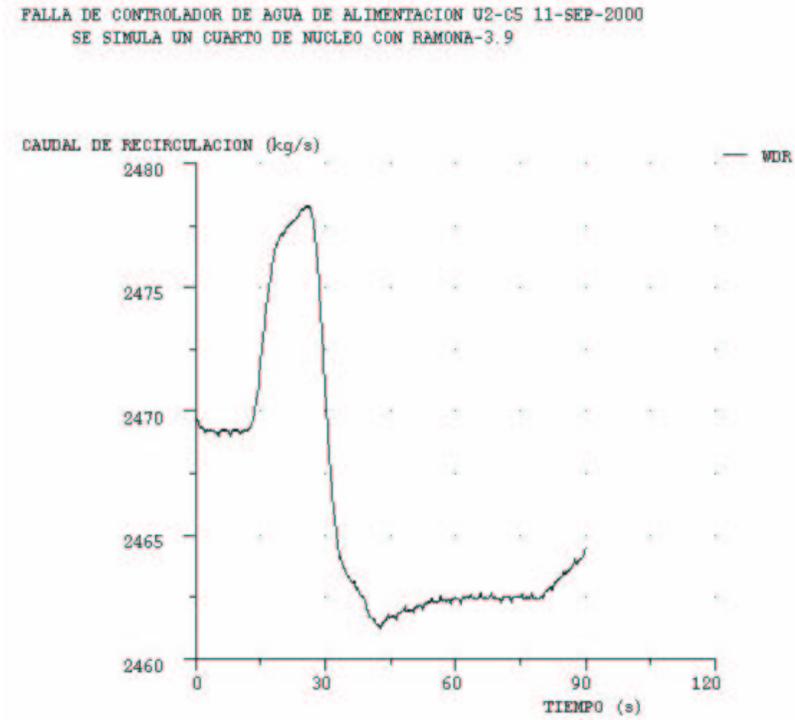


Figura 9. Comportamiento del caudal de recirculación calculado por RAMONA.

Finalmente, en la Figura 10, se muestra el comportamiento del MCPR durante el evento. El valor mínimo alcanzado fue de 1.49, al tiempo en que se tuvo la máxima temperatura en el combustible.

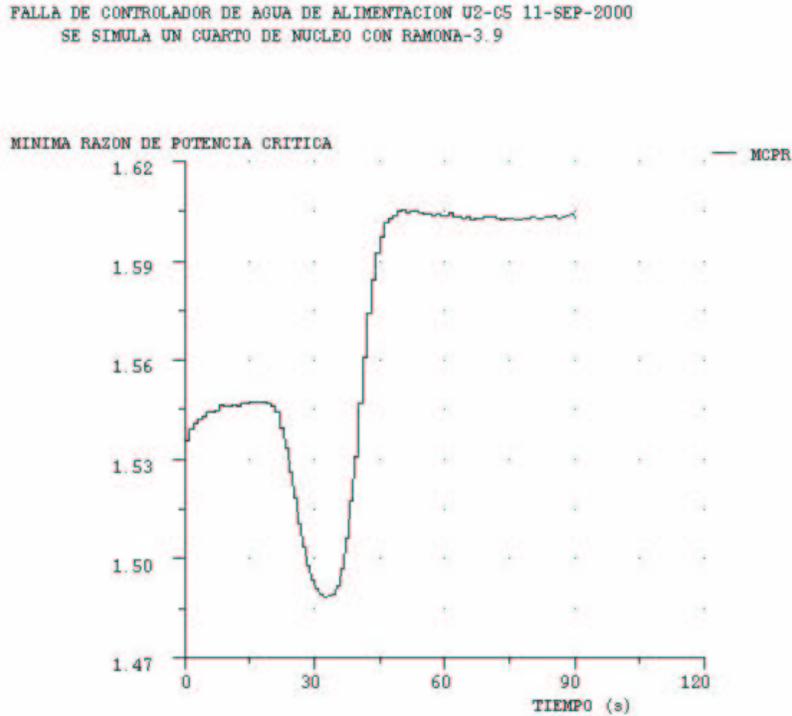


Figura 10. Comportamiento del MCPR calculado por RAMONA.

4. CONCLUSIONES

La simulación realizada tiene suposiciones que conducen a algunos resultados que no se presentaron en la realidad durante el evento. Primeramente se señala que el tiempo total de simulación con RAMONA-3.9 es de sólo 90 segundos, este tiempo parece ser muy corto para toda la serie de actividades y acciones que tuvo que realizar el operador del reactor. Un ejemplo claro de un resultado de la simulación que no se apega a la realidad es el comportamiento del nivel colapsado. La Figura 4 muestra que debido a que en la simulación ya no se hizo otra modificación del caudal de alimentación, el nivel sigue disminuyendo hasta valores negativos. Esta situación en la realidad obviamente no ocurrió, ya que el operador lo controló con los caudales de alimentación y de recirculación.

Otro ejemplo se ve en la variación de la potencia. RAMONA 3.9 termina su simulación en un nivel de 94%, valor que está por encima del que realmente ocurrió, por las maniobras del operador. Dichas maniobras de barras de control y de flujo de recirculación no es posible simularlas fielmente con el código. En el caso del caudal de recirculación, éste no se interrumpió y se permitió que variara libremente.

Es importante señalar que la falta de información, en cuanto a la secuencia y tiempos, sobre el evento no permite realizar una simulación mas realista. El trabajo aquí presentado claramente considera condiciones muy conservadoras durante el transitorio.

La perturbación que incrementa en 35% el caudal de agua de alimentación en solo un segundo, es similar a la planteada en el informe de seguridad, el FSAR de la CNLV, [12], cuando se da crédito al funcionamiento adecuado del baipás y representa una condición restrictiva para el reactor.

Tomado en consideración lo planteado arriba, de los resultados obtenidos en esta simulación se puede concluir que:

- a) Aun en las condiciones conservadoras asumidas en la simulación, el MCPR siempre se mantuvo por encima de los límites de operación y de seguridad, 1.40 y 1.11, respectivamente.
- b) El incremento en la potencia no alcanzó el 12% respecto del valor nominal, aun lejano del punto de scram por nivel de potencia.
- c) Ni la integridad del combustible y ni el funcionamiento y seguridad de la central se ven afectados por el transitorio aquí simulado.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece a la CNLV, al Departamento de Ingeniería del Reactor y al Departamento de Gestión de Combustible, la información proporcionada para la realización de este trabajo.

REFERENCIAS

1. Lahey Jr., R T & Moody, F J, *The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor (second edition)*, American Nuclear Society, La Grange Park, Ill, USA (1993).
2. NEA/OECD, *Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology*, NEA 4452, (2004).
3. Hernández J.L., Castillo R., *Estudio Sobre Eventos Operacionales No Programados de la CLV, Análisis del Transitorio de Falla del Controlador de Agua de Alimentación, Utilizando el Código RAMONA*, ININ reporte interno IT.GCA/DSN-446 (2000).
4. Scandpower, *RAMONA-3 User Manual* (1994).
5. Scandpower, *FMS User Manual* (1983).
6. Castillo R., Hernández J.L., *Análisis del Evento de Oscilación Ocurrido en la Unidad 1 de la Central Laguna Verde el 24 de Enero de 1995, Utilizando el Código RAMONA*, ININ reporte interno IT.ETN/DSN-277 (1995).
7. Castillo R., Hernández J.L., *Análisis del Efecto de los Transitorios Más Limitantes en un BWR Operando en Condición Inestable, Utilizando el Código RAMONA*, ININ reporte interno IT.ETN/DSN-281 (1995).

8. Ramos, J. C., Solís, J. & Cuevas G., “Validación de la Metodología para Análisis de Transitorios Operacionales con el Código Ramona-3B, Contra la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde”, *Memorias del III Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, Cuernavaca, Morelos, MÉXICO, noviembre 22-25, pp.10-15 (1992)
9. Villegas, R. J., Ramos, J. C. & Solís, J., “Análisis del Transitorio de Cierre de MSIV’s sin SCRAM (ATWS) con el Código RAMONA 3-B”, *Memorias del V Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, México, D. F., MÉXICO, noviembre 20-23, pp. 75-83 (1994).
10. Adams, B. T., *A Stability Analysis of Dodewaard Operating Cycle 18 Using the HELIOS and RAMONA-3B Codes*, IRI-131-97-007 (1997).
11. Farawila Y. M., “Application of Modal Neutron Kinetics to Boiling Water Reactor Oscillation Problems”. *Nuclear Science and Engineering*, **129**, pp. 261-272 (1998).
12. Final Safety Analysis Report, Capítulo 15, Sección 15.1.2