

Estudio de la inserción de reactividad introducida por la secuencia de movimientos de los bancos de barras de control. Aplicación a un transitorio de reducción de potencia

Jose B. Martorell, Nicolás Olmo-Juan, Teresa M. Barrachina, Rafael Miró, Gumersindo J. Verdú

Instituto Universitario de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)

Universitat Politècnica de València

Camí de Vera s/n, 46022, Valencia, Spain

jomarma9@etsii.upv.es, nioljua@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es,
rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es

Marina Garcia-Fenoll, Jose María Posada
Centrales Nucleares Almaraz-Trillo (CNAT)
Av. Manoteras 46-bis, 28050, Madrid, Spain
mgfn.iberinco@cnat.es, jmpb@cnat.es

Resumen – *En el conjunto de estudios del estado del núcleo del reactor que deben realizarse para asegurar la seguridad e integridad del mismo a lo largo de un ciclo de operación, debe prestarse especial atención a los fenómenos producidos por la inserción de reactividades como, por ejemplo, los debidos a los movimientos de los grupos de barras de control, los cuales suelen estar predefinidos por el proveedor de la tecnología en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.*

El presente trabajo realiza un estudio acerca de en qué medida la elección de un determinado criterio para el movimiento y selección de los grupos de barras de control puede provocar una determinada inserción de reactividad. De esta forma, se ha realizado un análisis sensibilidad de la reactividad provocada por la extracción o inserción de un determinado grupo de barras de control y su influencia en el estado del núcleo del reactor e incluso en su posible evolución en un transitorio.

El estudio de los diferentes casos contemplados se ha realizado mediante el uso del código acoplado termohidráulico-neutrónico TRACE v5.0 patch 3/PARCS v3.0, siendo el modelo escogido representativo de los datos de planta que podríamos encontrar en un reactor comercial PWR.

1. INTRODUCCIÓN.

El presente trabajo pretende profundizar en la comprensión de la secuencia de introducción de barras de control indicada por las directrices del fabricante para una central nuclear española para el caso en que se requiera reducir la potencia, como sucede, por ejemplo, en el caso de un transitorio debido al funcionamiento inadecuado de una de las bombas de refrigeración del primario (PUMA, *pump malfunction*).

Para la comprobación de dicha secuencia, se parte de un transitorio por disparo de una de las bombas del primario, que se desencadena cuando la velocidad de la bomba se reduce por debajo del 94% de su velocidad nominal [1], llegando a producirse la inversión del flujo del caudal que la atraviesa. Tras la detección de dicho evento, se producirá la entrada secuenciada y preestablecida de diferentes bancos de control de tal forma que se realizará una limitación de carga con tal de suplir la reducción de extracción de calor que provoca el fallo de dicha bomba, y de esta forma, que no se produzca el disparo del reactor.

2. CONSTRUCCION DEL MODELO

Partiendo de un modelo original de vasija de reactor, utilizado con anterioridad para el estudio de un test de caída de barra de control en un reactor nuclear [2][3], se procede a una remodelación de la misma para ajustarla a las medidas reales proporcionadas por la planta, con lo que se pretende disponer de un modelo más realista y que permita reproducir con mayor nivel de detalle transitorios que sucedan en la vasija del reactor.

Dicho modelo hace uso de las capacidades que proporciona el uso del código acoplado termohidráulico-neutrónico TRACE v5.0 patch 3/PARCS v3.0. De esta forma, la parte termohidráulica, cuyo nivel de detalle pretende que sea lo más realista posible, se encuentra modelada mediante la utilización de dos vasijas, una cilíndrica que representará tanto el *downcomer* como el *bypass*, y otra cartesiana cuyo cometido será la representación de los elementos combustibles.

2.2. Modelo termohidráulico.

En la restructuración del modelo termohidráulico se realizará una redistribución de los sectores radiales de la vasija, así como un aumento de la longitud en dirección axial de tal forma que sus dimensiones sean más realistas. Debido a este incremento, se realiza una ampliación del número de sectores axiales y se reduce su longitud para dotar al modelo de una mayor estabilidad numérica. De esta forma, el modelo pasa a tener 47 niveles axiales. Dicho modelo se muestra en la Figura 1.

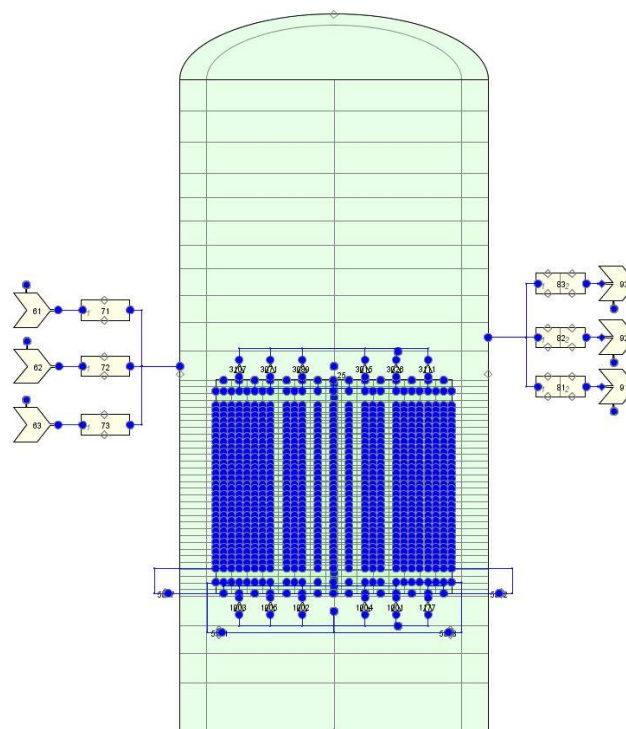


Figura 1. Modelo termohidráulico.

El primer paso a realizar consistirá en restablecer los nuevos valores para los factores de pérdidas locales ($k\text{-fact}$) con la finalidad de que el caudal circulante por el *bypass* se encuentre equilibrado. Dicho proceso se realizará de forma iterativa, de tal forma que el resultado final sea análogo al modelo original en el que se basa y el perfil de caudales tenga una distribución uniforme

en su desplazamiento axial cuando atraviesa el núcleo del reactor, realizando dicho ajuste tanto a nivel axial como radial. El resultado de este proceso se muestra en la figura 2.

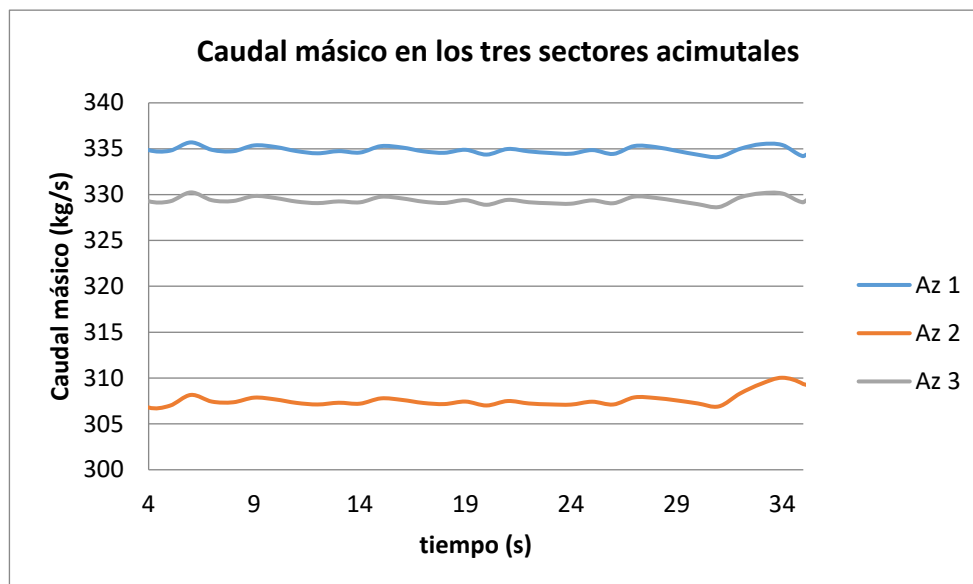


Figura 2.- Caudal en dirección axial a través del By-pass.

De la misma manera, se ha implementado en el código TRACE una lógica de control, para dicho modelo de reactor PWR-KWU, con bloques de control y señales de variables que permitirá realizar el seguimiento de los parámetros que determinan los criterios de disparo del reactor, de forma que pueda ser utilizado como activador de las secuencias de disparo del sistema de reducción y control de la potencia del reactor, en caso de que se den dichas condiciones. Para dicho modelo lógico, se utilizará la señal PKF (potencia térmica corregida del reactor por flujo neutrónico) y PKG (potencia térmica corregida del reactor basada en criterio de potencia deslizante). Para dicho disparo, se establece el siguiente criterio:

- La señal PKF genera los dos criterios de RESA (*Reactor Protection System Actuation*) de disparo del reactor por límites fijos [1], en el caso que la potencia se exceda de un 108% o de un 60% si la velocidad de una de las bombas es inferior al 65 %.
- El PKG tiene en cuenta el criterio de la potencia deslizante, mediante el valor del 2º máximo de las potencias calculadas.

2.2. Modelo neutrónico.

El modelo neutrónico 3D se realiza en una matriz de 17x17x34 nodos, heredada de un modelo anterior [4], en la que se utilizan las diferentes composiciones de materiales agrupadas en 1411 grupos, de los cuales 1408 se emplean para definir para la parte activa del núcleo, en función de la geometría y del grado de quemado. Por otra parte, los tres grupos restantes corresponden a los reflectores inferior, superior y radial.

Para la realización del presente trabajo, así como posteriores aplicaciones, se ha determinado que la mejor definición de los bancos de barras de control es considerarlos como elementos

independientes. De esta forma el control se puede realizar de manera individualizada, como se ve en la Figura 3.

POSICIÓN BARRAS DE CONTROL

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
					0	0	0	0	0	0	0				
p			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
o		0	0	0	0	1	0	2	0	3	0	0	0	0	
n	0	0	0	0	4	0	5	0	6	0	7	0	0	0	0
m	0	0	0	8	0	0	0	9	0	0	0	10	0	0	0
l	0	0	0	11	0	12	0	13	0	14	0	15	0	16	0
k	0	0	17	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	18	0
j	0	0	0	19	0	20	0	21	0	22	0	23	0	24	0
h	0	0	25	0	26	0	0	0	0	0	0	27	0	28	0
g	0	0	0	29	0	30	0	31	0	32	0	33	0	34	0
f	0	0	35	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	36	0
e	0	0	0	37	0	38	0	39	0	40	0	41	0	42	0
d	0	0	0	43	0	0	0	44	0	0	0	45	0	0	0
c	0	0	0	0	46	0	47	0	48	0	49	0	0	0	0
b		0	0	0	0	50	0	51	0	52	0	0	0	0	
a			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
					0	0	0	0	0	0	0				

Figura 3.- Distribución de los bancos de control.

Además de la segregación de todas las barras de control como elementos independientes, se ha aumentado la precisión del movimiento de las mismas de forma que se ajustan con mayor exactitud a su posición real en cada instante.

2.3. Transitorio realizado.

Para la realización de dicho transitorio termohidráulico se introducirán tablas correspondientes a las condiciones de contorno deseadas para los caudales en la entrada (figura 4) y las presiones en la salida, que simularán el comportamiento de las bombas de recirculación del primario.

El transitorio neutrónico se fundamenta en la inserción de una serie de grupos de barras de control, para ejecutar una reducción controlada de la potencia generada en el reactor, para ajustar ésta al calor que es posible extraer en el nuevo escenario, sin que se llegue a producir un disparo del reactor por fallo en alguno de los criterios establecidos a tal efecto. Este criterio se fundamenta en el transitorio correspondiente a un suceso de estas características para una central tipo PWR-KWU tras un accidente PUMA (Mal funcionamiento de la bomba de refrigeración, en este caso del circuito primario).

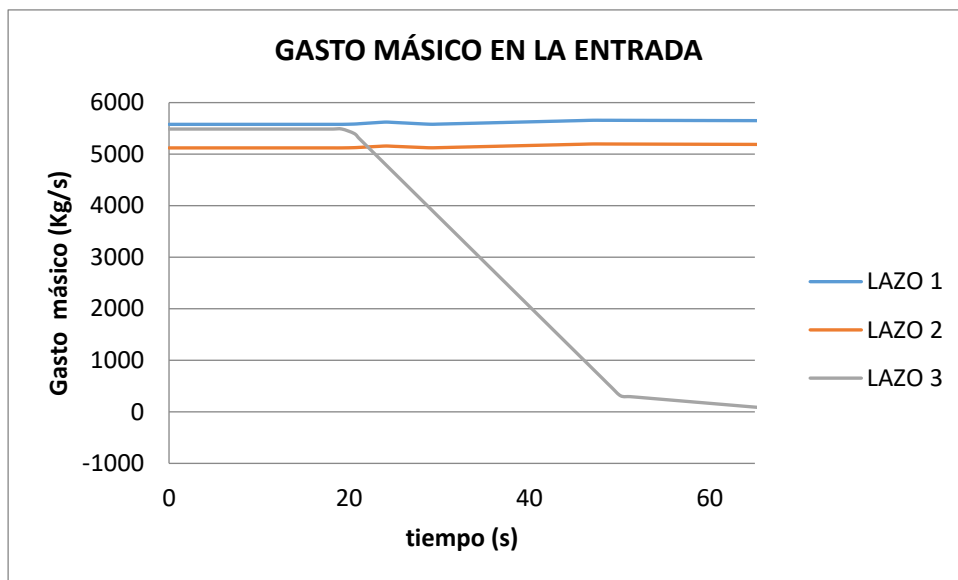


Figura 4.- Caudal másico en los elementos FILL.

La secuencia propuesta por planta para la reducción de potencia, contempla que según el punto del ciclo en el que se encuentre el reactor, se pueden producir modificaciones en la secuencia de entrada de barras de control al mismo. De esta manera, el proveedor ofrece la siguiente tabla de cambios en dichas secuencias:

- Sec_1 → Sec_1
- Sec_2 → Sec_4
- Sec_3 → Sec_1
- Sec_4 → Sec_4

El movimiento que ejecutarán los bancos de barras de control, supeditados a la secuencia que se esté ejecutando en ese momento, será el indicado en la figura 5.

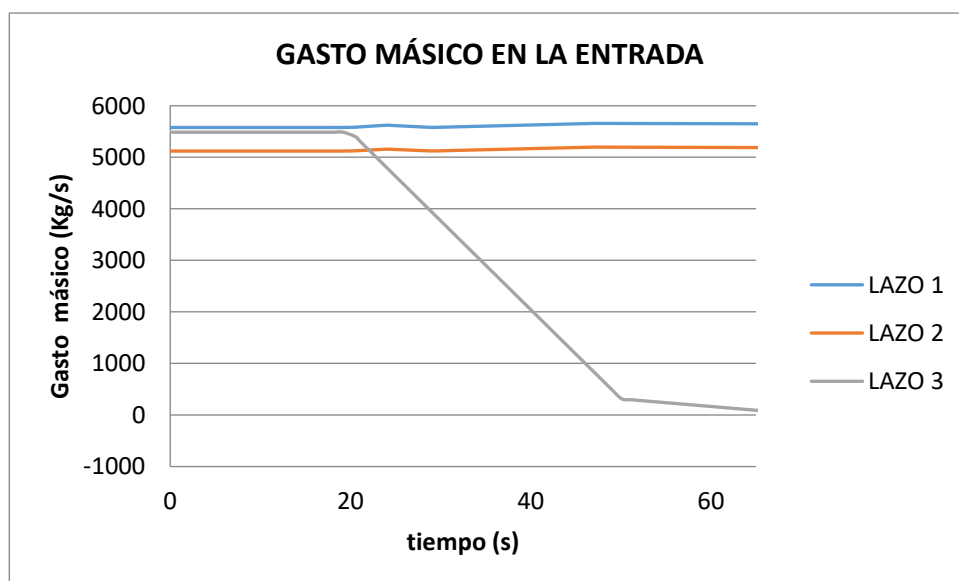


Figura 5.- Movimientos de barras de control.

3. RESULTADOS

Se comprueba cómo tras la modelización del presente transitorio, la potencia para las diferentes secuencias sigue al valor real obtenido durante el transitorio.

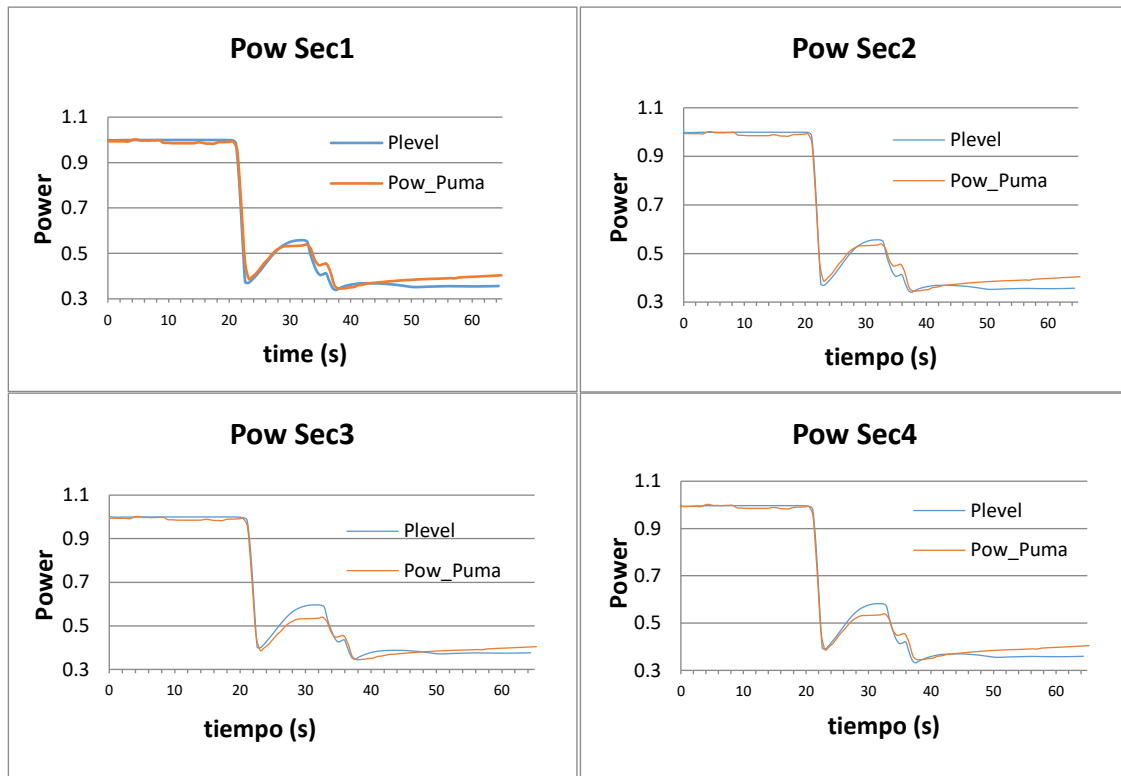


Figura 6.- Comparación de gráficas de potencia debido a la inserción de las cuatro secuencias.

En la figura 7, se observa como los valores de PKF (cb16, izquierda) y PKG (cb80, derecha) para la secuencia 1, resultan muy aproximados a los valores reales del transitorio, por lo que su utilización puede ser aceptada por el analista.

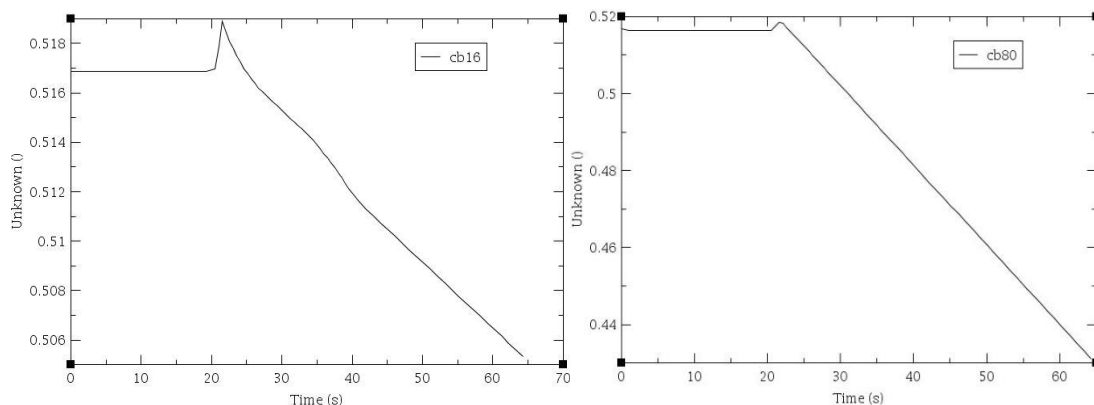


Figura 7.- Valores de PKF y PKG.

Los valores de disparo obtenidos para las diferentes secuencias son los siguientes:

Tabla 1.- Valores del 2º máximo PKG.

	tiempo (s)	Valor
Sec_1	21.572983	0.51844436
Sec_2	21.573029	0.51841211
Sec_3	21.572607	0.51853609
Sec_4	21.579876	0.51726842

Se observa como las señales obtenidas para el criterio de disparo por limitación de potencia durante el transitorio PUMA responden adecuadamente, y como consecuencia no se produce señal de SCRAM (disparo) en el reactor. En valor es ligeramente inferior debido a que dichas señales calculan una aproximación al valor de la potencia.

4. CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO

En este documento se presenta brevemente como afecta al transitorio de potencia la reactividad que se introduce en el transitorio en función de los grupos de barras de control que se insertan debido a la secuencia impuesta según el punto del ciclo en el que se encuentre el reactor en ese momento. Así, se observa como las dos primeras secuencias, son las que mejor se aproximan al transitorio real, de tal forma que se recomienda el mantenimiento de la primera secuencia, descartando el cambio de la segunda a la cuarta.

Como trabajo futuro se seguirá la siguiente línea de mejoras:

- El sistema de disparo del reactor, debe ser reajustado en valores de entrada, debido a que con estos resultados, aunque se comporta adecuadamente no activando la señal de SCRAM, los valores obtenidos se quedan por debajo de los valores reales de potencia.
- Se propone la inserción de este modelo de vasija de reactor en un modelo que contemple el primario completo, en el que se sustituyan los elementos de contorno por los lazos completos de dicho modelo.

AGRADECIMIENTOS.

El grupo de trabajo encargado de realizar el presente documento, quiere dar las gracias a CNAT (Centrales Nucleares Almaraz-Trillo) por todas las facilidades ofrecidas para su realización. Además, el primer autor desea agradecer a Rafael Miró y a Nicolás Olmo la ayuda que le han brindado para realizar el presente trabajo.

REFERENCIAS.

[1] Assessment of a Reactor Coolant Pump Trip for TRILLO NPP with RELAP5/MOD3.2. NUREG/IA-0177, March 2000

[2] C. Mesado, R. Miró, T. Barrachina, G. Verdú. Model 3D Cores for PWR Using Vessel Components in TRACEv50P3, Valencia (Spain), ISIRYM - UPV June 2015.



[3] C. Mesado, M. Garcia-Fenoll, R. Miró, T. Barrachina y G. Verdú. Modelado de un PWR mediante Componentes 3D. 39ª Reunión de la Sociedad Nuclear Española, Reus (Tarragona) España, 25-27 septiembre 2013.

[4] Mesado, C.; Miró, R.; Barrachina, T.; Verdú, G. International Agreement Report, NUREG/IA-0460 (2016). Modeling 3D Cores for PWR Using Vessel Components in TRACE v5.0P3.