

Estabilidad Termohidráulica Acoplada a la Neutrónica en un BWR

***Gabriel Calleros Micheland, Marxlenin Zapata Yáñez,
Raymundo A. Gómez Herrera y Antonio Méndez Méndez***

Comisión Federal de Electricidad

Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde

Carretera Cardel-Nautla Km. 42.5, Mpio. Alto Lucero, Veracruz, Mex.

gcm9acpp@cfe.gob.mx.; mzapata@sistlv11.cfemex.com; rgomez@cfe.gob.mx;

amm92500@cfe.gob.mx.

Rogelio Castillo Durán

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera México-Toluca Km 32.5, La Marquesa, Estado de México

rcd@nuclear.inin.mx

Resumen

En un reactor tipo BWR se presenta el fenómeno de la fisión nuclear, en la cual se liberan en forma estocástica neutrones, originando que la población de los mismos varíe en forma estadística alrededor de un valor medio. Esta variación ocasionará que cuando el flujo neutrónico incida sobre los detectores de neutrones, se tengan como resultado señales de flujo neutrónico con fluctuaciones alrededor de un valor promedio. En este artículo se muestra que conforme transcurre el tiempo, dichas variaciones en el flujo neutrónico (y por lo tanto, en la señal de flujo debida únicamente a la fisión), presentarán oscilaciones dentro de un rango estable, las cuales no serán divergentes. Considerando que el BWR se caracteriza porque se presentan fenómenos de ebullición, los cuales afectan la moderación de los neutrones, se tendrán variaciones adicionales en la señal proveniente de los detectores de neutrones, con relación a la fisión en sí misma, la cual será influenciada por la retroalimentación de la reactividad del moderador y de la temperatura de la pastilla de combustible. Además, como el BWR tiene acoplados sistemas de control para mantener el nivel del refrigerante y de la potencia térmica del reactor, por cada acción de control se afectará a la población neutrónica. Esto significa que el reactor podría llegar a desviarse de una condición de estado estable. Por lo anteriormente descrito, el estudio de la estabilidad termohidráulica acoplada a la neutrónica es complejo. En este trabajo se muestra la fenomenología, los modelos matemáticos y el comportamiento teórico asociados a la estabilidad del reactor tipo BWR; se identifican las variables que la afectan, los modelos que reproducen el comportamiento de la estabilidad termohidráulica acoplada a la neutrónica, la manera de mantener estable al reactor y se describe la instrumentación que se puede instalar para detectar y suprimir inestabilidades. En particular, se hace referencia a la evolución de los métodos para mantener la estabilidad del reactor y se describe el sistema de detección y supresión de inestabilidades implementado en la Central Laguna Verde.

1. INTRODUCCIÓN

En el núcleo del reactor, la producción de neutrones en la fisión es un fenómeno estadístico, aunada a variaciones en las condiciones del moderador, temperatura del combustible y distribución del combustible en el núcleo del reactor; la instrumentación nuclear del reactor, que detecta la cantidad de neutrones por unidad de área, registrará diferencias con relación al flujo neutrónico promedio en el tiempo, dando como resultado una señal de flujo neutrónico con fluctuaciones, aún cuando el reactor se encuentre operando en condiciones estacionarias. Esto significa que tanto los reactores que no tienen refrigerante en ebullición (reactores presurizados PWR y CANDU), como los reactores con refrigerante en ebullición (BWR), mostrarán variaciones en la señal de flujo neutrónico, cuando estén operando en estado estacionario.

En los reactores BWR, operando en estado estacionario, la instrumentación nuclear como los Monitores Promediadores en Rango de Potencia (APRM) y los Monitores Locales en Rango de Potencia (LPRM), muestran una señal de flujo neutrónico más ruidosa que la de los reactores PWR, por el fenómeno de ebullición que no existe en los PWR. Como consecuencia, en los BWR las señales de flujo neutrónico presentan fluctuaciones u oscilaciones no divergentes con una oscilación pico a pico mayor que las asociadas a señales de flujo neutrónico sensadas por los PWR. Cuando la oscilación de la señal de flujo neutrónico es muy grande (diverge), debido a una ebullición no estable, se puede alcanzar el punto de ajuste de disparo (SCRAM) por alto flujo neutrónico. Previo a éste, existirán señales de baja y alta escala en los LPRM localizados donde se esté presentando la oscilación. En una central BWR, considerando que el flujo neutrónico se traduce en potencia térmica después de 12 segundos, las consecuencias de una oscilación del flujo neutrónico genera una interrupción de la producción de energía eléctrica debido a que se podría alcanzar el punto de ajuste de disparo (SCRAM) por alto flujo neutrónico o en un posible daño al combustible por falta de refrigeración al tenerse un régimen de transmisión de calor que involucre a la ebullición de transición.

Las bases de diseño inicial de los BWR los consideraron inherentemente estables, debido a que se le dio demasiado peso a la retroalimentación negativa de los coeficientes de reactividad por vacíos, temperatura del moderador y de la pastilla combustible (coeficiente de reactividad Doppler). Los núcleos de los reactores básicamente eran homogéneos, es decir que estaban conformados por un solo tipo o modelo de combustible, los cuales tenían arreglos con pocas barras o varillas de combustible y se diseñaban para quemados “cortos”. Además, los resultados obtenidos tanto en las pruebas que se realizaron en los arranques y en los códigos aprobados por la Comisión Reguladora (NRC) no arrojaron indicaciones de posibles inestabilidades.

Actualmente sabemos que la estabilidad está afectada por la caída de presión que se incrementa al aumentar los vacíos, constantes de tiempo de transferencia de calor, diseños de núcleos con combustible no homogéneo (más de un solo tipo de combustible), ensambles combustibles con más barras (mayor caída de presión) y quemados de combustible más altos; la región en el mapa caudal-potencia donde se realizan las maniobras y la respuesta de los sistemas de control.

2. TEORÍA DE LA ESTABILIDAD DE REACTORES NUCLEARES

2.1 Estabilidad de Reactores Nucleares.

Para el análisis de estabilidad debe de tomarse en cuenta la constante de tiempo del sistema de que se trata, que es el tiempo de respuesta de todo el proceso cuando se presenta el cambio de una variable (impulso o perturbación). Primero se obtiene la ecuación diferencial dependiente del tiempo que describe el comportamiento de la respuesta ante los cambios de las variables de proceso, la cual se traslada desde el dominio del tiempo al dominio de la frecuencia. Para ello se emplean las transformadas de Fourier y de Laplace. En términos generales, cuando se tiene un lazo de control como el que se muestra en el diagrama de bloques de la Figura 1, la señal de salida $Y(s)$ genera una señal de transferencia $H(s)$ que se retransmite a la señal de entrada $X(s)$, cuya respuesta combinada modifica la respuesta del la función $G(s)$ para generar otra señal $Y(s)$.

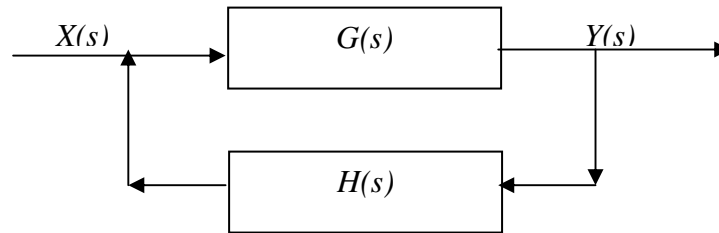


Figura 1. Lazo de control cerrado, genérico.

$$Y(s) = G(s)[X(s) - H(s)Y(s)] \quad (1)$$

La relación $Y(s)/X(s)$ depende solo de las funciones de transferencia $G(s)$ y $H(s)$, donde ésta última retroalimenta al lazo y su rapidez afecta al estado del sistema:

$$\frac{Y(s)}{X(s)} = \frac{G(s)}{1 + G(s)H(s)} \quad (2)$$

Para el caso de la Figura 1 las funciones de transferencia tienen la forma siguiente:

$$G(s) = \frac{2}{s(s+1)^2} \quad (3)$$

$$H(s) = \frac{K}{(s+5)} \quad (4)$$

La solución para la ecuación característica se obtiene resolviendo el operador de Laplace para $1+G(s)H(s)=0$, cuyas soluciones se denominan polos y son, por lo general, números complejos. Si la parte imaginaria es diferente de cero entonces la solución armónica está en el dominio del tiempo, en cuyo caso la parte real de la función indica la amplitud de la onda. Si la parte real resulta positiva se tiene entonces una oscilación de amplitud creciente (divergente), pero si es

negativa la oscilación tiende a decaer. Si la parte real es cero entonces el sistema está en equilibrio. Se concluye que el sistema será estable cuando todos los polos de la solución tengan partes reales negativas.

En la función de transferencia $H(s)$, K se define como la ganancia de retroalimentación del circuito y adopta tres tipos diferentes de valores de acuerdo con el estado en que se encuentre el sistema: estable, inestable o al borde de la estabilidad. Substituyendo las formas de $G(s)$ y $H(s)$ en el operador de Laplace se obtiene lo siguiente:

$$s(s+1)^2(s+5)+2K=0 \quad (5)$$

De aquí es claro que la ganancia K define la naturaleza del sistema de acuerdo con el tipo de perturbación:

- a) Estable. Cuando $K = 1$.
- b) Al borde de la estabilidad. Cuando $K = 3.67$.
- c) Inestable. Cuando $K = 4$.

En la Figura 2 se observa el comportamiento del lazo de control de la Figura 1 para los diferentes valores de K , considerando el efecto de la perturbación en la señal de entrada y la posterior respuesta de la señal de salida. Cuando los polos tienen parte imaginaria y parte real negativa el sistema se comporta con un amortiguamiento dominante y, por lo tanto, estable. Cuando los polos complejos tienen partes reales nulas el sistema se localiza al borde de la estabilidad (amplitud constante); y cuando la parte real es positiva el sistema experimenta una oscilación divergente.

2.2 Clasificación de las Inestabilidades.

Las inestabilidades se pueden clasificar con base al fenómeno de retroalimentación dominante. La Figura 3, muestra lo siguiente:

- 1) En rojo la reactividad por vacíos o por flujo neutrónico (cinética neutrónica), caracterizada con una frecuencia de resonancia entre 0.5 y 0.6 Hz en el auto espectro de densidad de potencia (APSD), es la responsable de la inestabilidad global.
- 2) En azul marino se observa que la retroalimentación termohidráulica da lugar a la inestabilidad regional o global.
- 3) En azul claro, la retroalimentación de la hidrodinámica causa la inestabilidad local.
- 4) En verde la retroalimentación del control (sistema de control de presión, EHC) da como resultado la inestabilidad de planta.

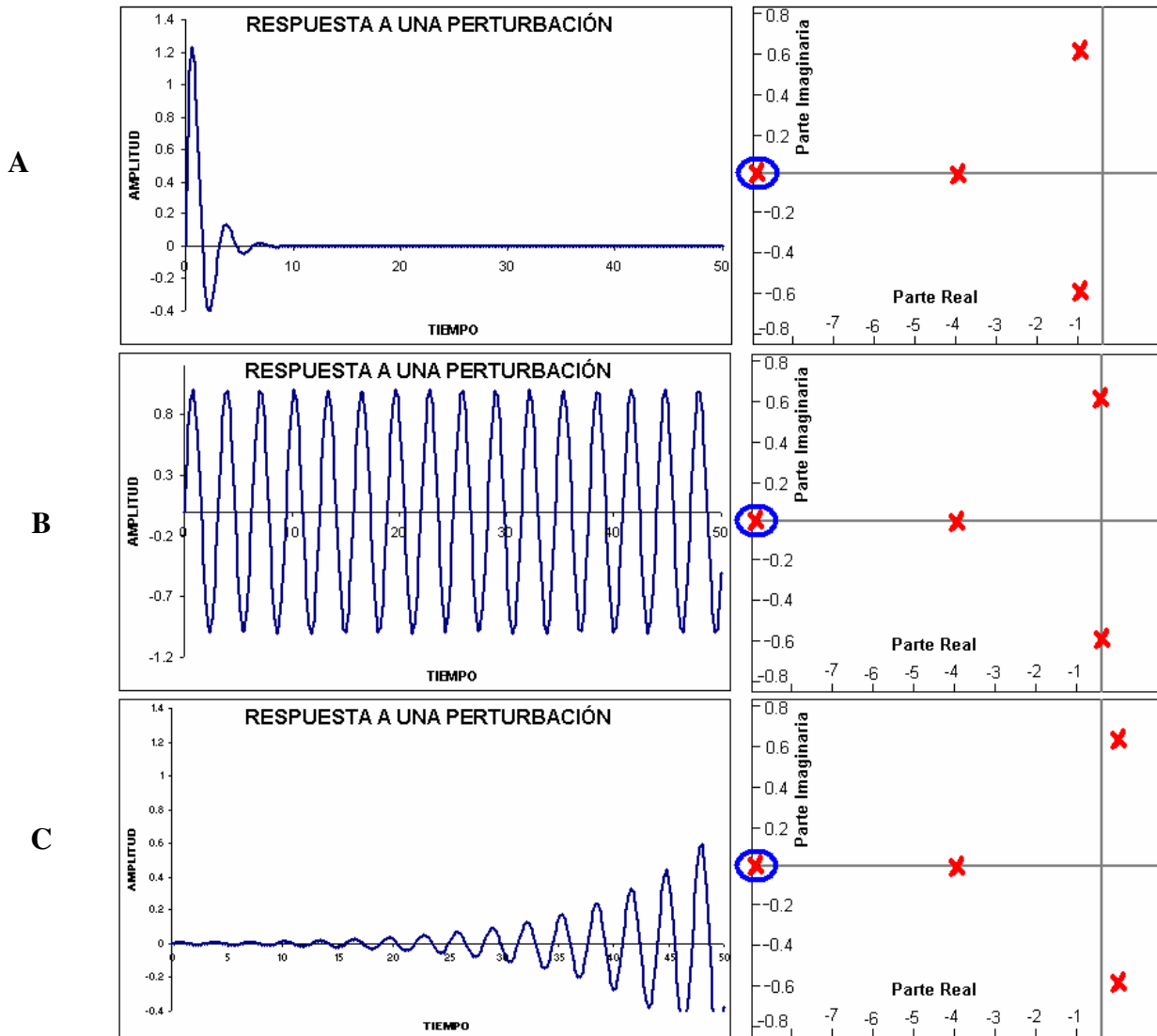


Figura 2. Respuesta del sistema ante diferentes tipos de perturbación.

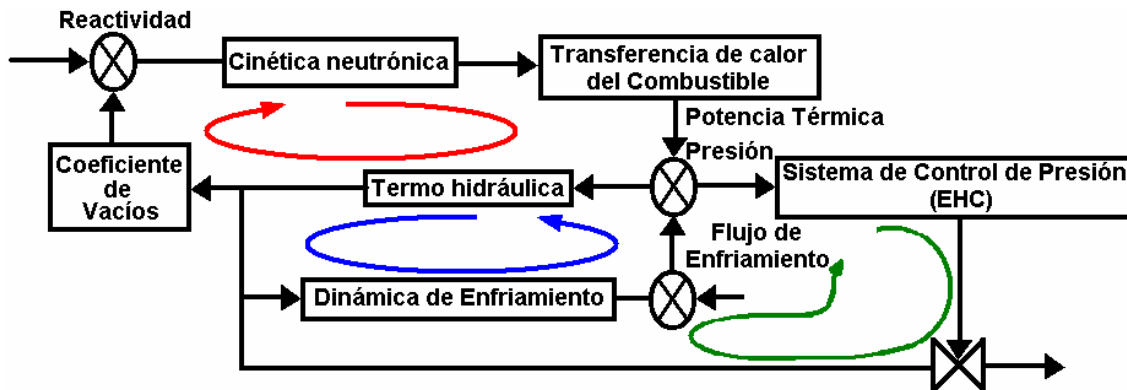


Figura 3. Mecanismos de retroalimentación que originan la inestabilidad en un reactor BWR

La Figura 4 muestra la característica de una inestabilidad global. En la parte superior se observa la señal de los APRM en el dominio del tiempo. Abajo se observa como varían, en todo el núcleo, las siguientes variables: producción de vacíos, caída de presión y flujo de refrigerante. Las flechas con línea delgada identifican una disminución de la variable.

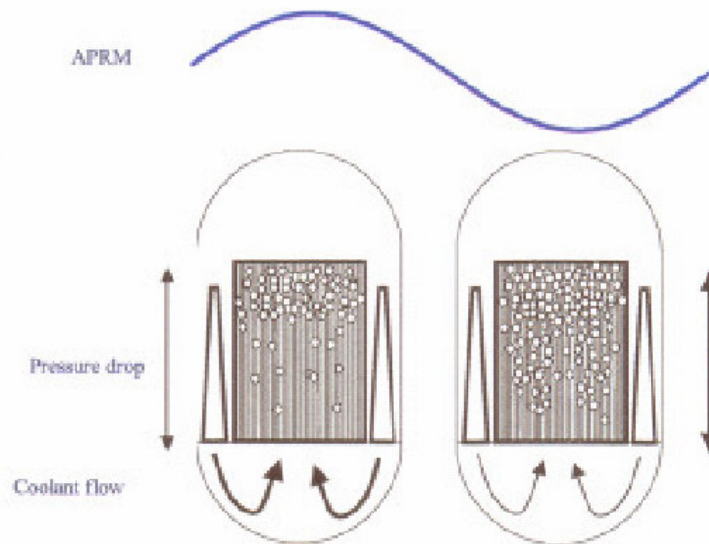


Figura 4. Inestabilidad global.

La Figura 5, muestra la característica de una inestabilidad regional. En la parte superior se observa la señal de los LPRM en el dominio del tiempo. Cuando la región 1 tiene alta potencia, porque hay pocos vacíos, existe una menor caída de presión y un mayor flujo de refrigerante, mientras que en la región 2 la potencia es baja, porque hay muchos vacíos, mayor caída de presión y menor flujo de refrigerante. En resumen las potencias entre las regiones 1 y 2 están fuera de fase. La señal en los APRM puede corresponder a un patrón de comportamiento estable porque se anulan las oscilaciones entre las regiones. Para poder detectar dicho comportamiento se requiere observar el comportamiento de los LPRM. Este tipo de inestabilidad es inducido cuando se opera con patrones de barras de control asimétricos.

La inestabilidad local o de un canal ocurre cuando la caída de presión en un canal o en grupo de canales es mayor que la del resto de los canales en el núcleo, generalmente esto ocurre cuando hay una obstrucción a la entrada del canal o de la pieza soporte de combustible sobre la que descansa dicho elemento y hay más de dos tipos de elementos combustibles. Este tipo de inestabilidad es muy raro y ha ocurrido por un mal asentamiento del ensamble sobre la pieza soporte.

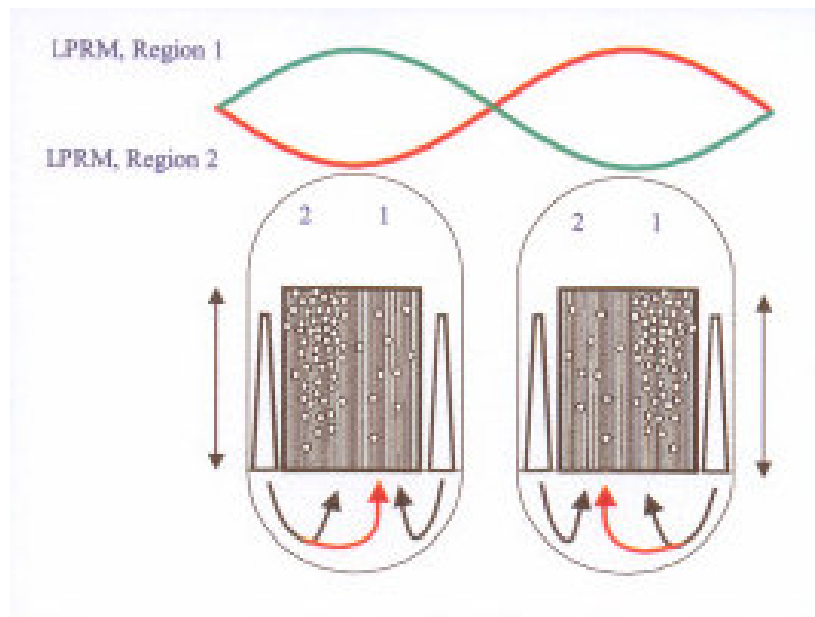


Figura 5. Inestabilidad regional.

La Figura 6 muestra una condición estable en el dominio de la frecuencia en donde la resonancia es suave entre 0.5 y 0.6 Hz en APRM. Una inestabilidad observada en el dominio de la frecuencia se caracteriza por tener una resonancia afilada alrededor de 0.5 Hz. Si la inestabilidad está caracterizada por oscilaciones de flujo neutrónico en fase en todo el núcleo, la inestabilidad es global. Las oscilaciones en fase pueden identificarse con las señales de los LPRM distribuidos en todo el núcleo.

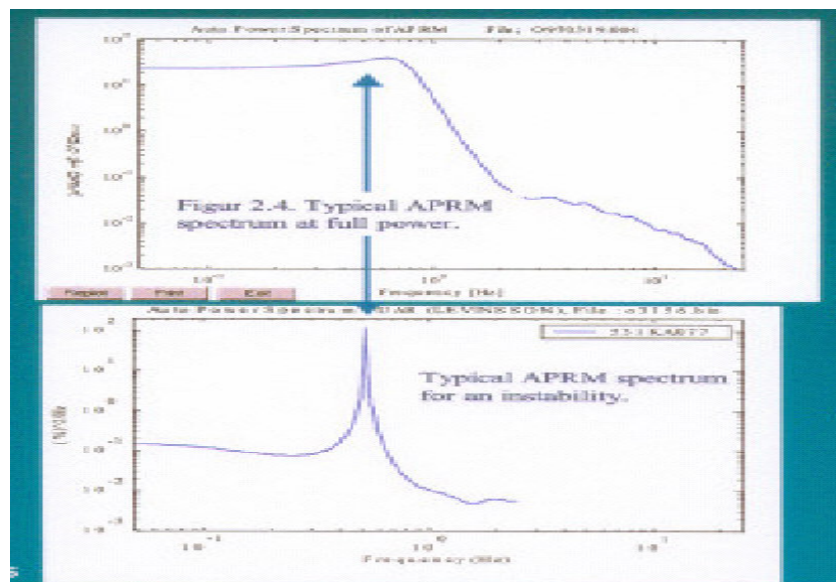


Figura 6. Señales APRM en el dominio de la frecuencia. Condiciones estable (arriba) e inestable (abajo).

2.3 Dependencias de las Inestabilidades en el Espacio.

Considerando la variación del flujo neutrónico en función del diámetro se tiene:

$$\frac{d^2\phi}{dx^2} + B_n^2\phi = 0 \quad (6)$$

Para un núcleo que empieza en $x=0$ y termina en $x=200$ cm. En particular, el núcleo del reactor de la CLV tiene un diámetro de 335 cm y un diámetro de la vasija de 201 pulgadas (510 cm). Considerando el caso simplificado donde los neutrones tienen la misma energía, no hay neutrones retardados y no hay retroalimentaciones de neutrones, se obtiene:

$$\phi = \text{Sen}(B_n x) \quad (7)$$

$$B_n = n \frac{\pi}{200} \quad (8)$$

Para este caso hay un número infinito de soluciones, las primeras dos se presentan en la Figura 7 y son: $n=1$, modo global, color azul en figura siguiente y $n=2$, modo regional, color rojo.

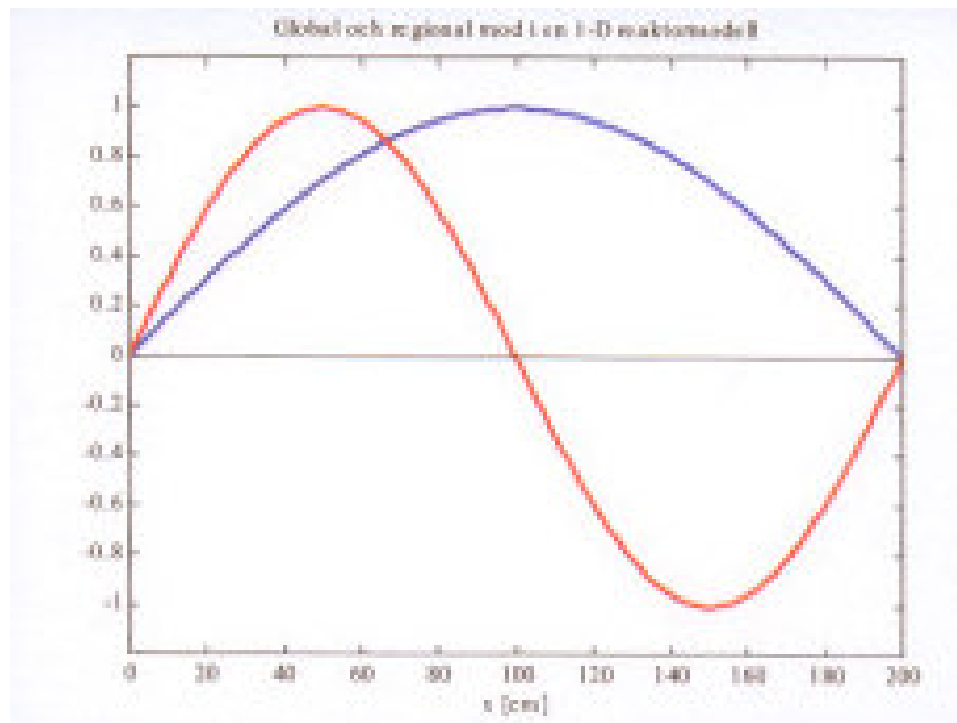


Figura 7. Flujo neutrónico (Potencia) en función del diámetro de la vasija.

2.4 Dependencias de las Inestabilidades en el Tiempo.

La solución general para un reactor simple como el descrito anteriormente está dada en función del Bukling del sistema y del factor de multiplicación:

$$\phi(x, t) = \text{sen}(B_n x) e^{\frac{k_n - 1}{\theta_n} t} \quad (9)$$

El factor k_n describe cada una de las soluciones de criticidad del sistema y para cada una de ellas se tiene:

$$k_n = \frac{k_\infty}{1 + M^2 B_n^2} \quad (10)$$

Donde n representa en número de nodos de la función de onda. El Bukling B_n aumenta cuando aumenta n de manera que k_n disminuye. Para el caso particular $n = 1$ (un solo modo regional), puede advertirse que si el reactor se encuentra crítico ($k_l = 1$) entonces la amplitud de ϕ permanece constante y, por tanto, el sistema se encuentra en equilibrio, en cuyo caso ϕ mostraría un comportamiento armónico determinado únicamente por B_n , siendo independiente del tiempo. Si se tuviera que $k_l > 1$, entonces el reactor (supercrítico en este modo) experimentaría una divergencia en el comportamiento de ϕ , tendiendo a la inestabilidad. Si $k_l < 1$ entonces se tiene que la amplitud de ϕ tiende a converger, por lo que el sistema se encuentra suficientemente amortiguado y estable. Es importante notar que si $n > 1$ entonces todos los k_n son menores a 1. De lo anterior se concluye que, en general, las inestabilidades termohidráulicas son independientes de la neutrónica del mismo sistema.

2.5 Efecto de las Variables de Proceso en las Inestabilidades.

Del capítulo anterior se concluyó que si bien las inestabilidades son independientes del flujo neutrónico, en cambio dependen fuertemente de las variables de proceso, como son: el flujo a través del núcleo en relación con la potencia generada por el mismo, del subenfriamiento, del nivel del reactor, de la presión, etc. De acuerdo con el modelo de cinética puntual aplicado al lazo cerrado de la Figura 3:

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} P(t) + \lambda C(t) + \frac{\rho(t)}{\Lambda} \quad (11)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\lambda} P(t) - \lambda C(t) \quad (12)$$

$$\frac{dT(t)}{dt} = a_1 P(t) - a_2 T(t) \quad (13)$$

$$\frac{d^2 \rho_\alpha(t)}{dt^2} + a_3 \frac{d\rho_\alpha(t)}{dt} + a_4 \rho_\alpha(t) = kT(t) \quad (14)$$

$$\rho(t) = \rho_\alpha(t) + DT(t) \quad (15)$$

La primera ecuación describe la dinámica de la potencia $P(t)$ en función de la reactividad ρ . La segunda ecuación describe la dependencia entre dicha potencia neutrónica y la concentración de los productos de fisión C_i . La tercera ecuación relaciona la razón de cambio de la temperatura del combustible como función de la potencia neutrónica y de la temperatura misma. La cuarta ecuación describe la relación que existe entre el coeficiente de reactividad por vacíos ρ_a del moderador y la temperatura T del combustible. La última ecuación determina el valor de la reactividad del sistema respecto a ρ_a y al efecto Doppler DT . Este sistema de ecuaciones describe un comportamiento no lineal, el cual, partiendo de un estado de equilibrio, puede ser perturbado en alguna variable de proceso que altere los valores de los coeficientes de reactividad correspondientes a temperatura del combustible, de vacíos y de Doppler, provocando una inestabilidad.

Es importante hacer notar que la retroalimentación por vacíos domina la ganancia en un BWR, de modo que un fuerte incremento en este sentido disminuye la estabilidad. La fracción de vacíos también afecta la caída de presión en dos fases, la cual corresponde a la ganancia de retroalimentación termohidráulica. En la Figura 8 puede apreciarse la oscilación del flujo neutrónico para el caso del mismo lazo cerrado de la Figura 3, en el cual inicialmente la amplitud se incrementa para después mantenerse en equilibrio debido a que en un reactor BWR la oscilación se encuentra acotada por una amplitud límite.

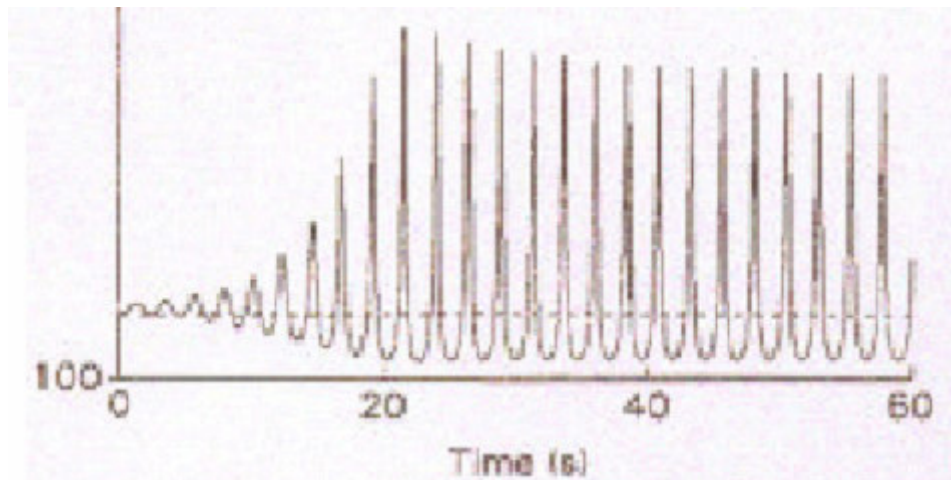


Figura 8. Comportamiento del flujo neutrónico en función del tiempo para una perturbación en el lazo de control de la Figura 3.

Cualquier parámetro que cambia la ganancia o tiempo de retardo de un sistema con retroalimentación negativa afecta la estabilidad del mismo sistema. La estabilidad de un sistema con retroalimentación mejora cuando se reducen tanto la ganancia como el tiempo de retardo (respuesta rápida del sistema). El tiempo de retardo corresponde al tiempo de transporte de la densidad de fluctuaciones en el núcleo. En conclusión, los parámetros que disminuyen el tiempo de transporte mejoran la estabilidad. A continuación se sintetizan los efectos de las variables de proceso en la estabilidad:

2.5.1 Retroalimentación Termohidráulica.

Mejora de estabilidad si hay aumento en el flujo de refrigerante a través del núcleo, lo que genera una disminución en el tiempo de transporte de vacíos del moderador. También, si aumenta la presión del reactor entonces disminuye la fracción de vacíos.

Si hay aumento de caída de presión en dos fases, se tiene un aumento en la retroalimentación y disminuye la estabilidad. Un caso análogo se presenta cuando disminuye el flujo de recirculación, porque provoca una disminución en la caída de presión en la frontera del núcleo, aumentando los vacíos, reduciendo con ello la estabilidad.

2.5.2 Retroalimentación Neutrónica.

Se tiene una pequeña contribución por parte del efecto Doppler favorable a la estabilidad cuando se presenta la retroalimentación desde el combustible.

Por el contrario, se reduce la estabilidad cuando mejora la conducción de calor en el combustible, disminuyendo así la constante de tiempo asociada. Otro caso lo constituye el aumento de la ganancia en la retroalimentación de vacíos.

2.5.3 Retroalimentación Termohidráulica y Neutrónica.

Disminuye la estabilidad cuando aumenta la potencia térmica, incrementando con ello la fracción de vacíos. Cuando en el perfil de potencia axial disminuye la altura donde se presenta la fracción máxima de potencia, disminuyendo la longitud de ebullición, provocando un aumento en el tiempo de transporte de vacíos y de su fracción. También cuando se incrementa el perfil de potencia radial; finalmente, cuando ocurre un transitorio que implique el incremento del subenfriamiento a través del núcleo (por ejemplo, la pérdida de calentadores de agua de alimentación), lo cual provoca tanto el aumento de la potencia térmica del reactor como el aguzamiento del perfil de potencia axial.

3. LAGUNA VERDE

La Tabla 1 presenta una reseña histórica de inestabilidades que han ocurrido en centrales nucleoelectricas BWR.

En enero 24 de 1995, estando la Unidad 1 de la Central Laguna Verde operando al 38% de caudal del núcleo y 37% de potencia, durante la transferencia de baja a alta velocidad, como se observa

en la Figura 9, estando las bombas de recirculación en baja velocidad y las válvulas de control de flujo de los lazos de recirculación (FCV) en mínima apertura se produjo una inestabilidad global, como resultado de operar en una región que actualmente está identificada como de baja estabilidad, lo cual se puede observar trasladando el punto 38% de caudal del núcleo y 37% de potencia a la Figura 10, la cual muestra regiones de baja estabilidad (BSP, Backup Stability Protection), determinadas con códigos de mejor estimación (best estimate). En estas regiones la razón de decaimiento (Decay Ratio) del núcleo es mayor que 0.8.

Tabla 1. Reseña Histórica de Inestabilidades en Centrales Nucleoeléctricas BWR

Nombre de la Central	Año	Causa	Tipo Oscilación
Caorso, Italia	1982	Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Regional
Caorso, Italia	1984	Disparo de Bombas de Recirculación con pérdida de calentadores de Agua de Alimentación	Regional
TVO 1, Finlandia	1987	Pérdida de calentadores de Agua de Alimentación	Global
LaSalle 2, EUA	1988	Disparo de Bombas de Recirculación con pérdida de calentadores de Agua de Alimentación	Global
Forsmark 1, Suecia	1989	Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Global
Ringhals 1, Suecia	1989	Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Global
Oskarshamn 2, Suecia	1990	Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Global
Cofrentes, España	1991	Pérdida de calentadores de Agua de Alimentación	Regional
TVO, Finlandia	1991	Mal asentamiento del canal	Local
Isar 1, Alemania	1991	Disparo de Bombas de Recirculación	Global
WNP 2, EUA	1992	Perfil de potencia	Global
CLV 1, México	1995	Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Global
Formsmark, Suecia	1996-1997	Mal asentamiento del canal	Local
Oskarshamn 2, Suecia	1998	Pérdida de calentadores de Agua de Alimentación y Región Inestable en Mapa Caudal-Potencia	Global
Oskarshamn 2, Suecia	1999	Pérdida de calentadores de Agua de Alimentación	Global

Después del evento de oscilación de 1992 en los Estados Unidos de América, el Grupo de Propietarios BWR estableció un mapa caudal-potencia, con regiones denominadas ICA (Interim Corrective Actions) establecidas con base a la experiencia de la industria. Un ejemplo de este mapa se muestra en la Figura 11. La Figura 12 muestra el comportamiento del APRM “A” durante la inestabilidad global, en ésta se puede identificar el ciclo límite, el cual, tiene un comportamiento consistente con el mostrado en la Figura 2. En la Figura 13 se observa el comportamiento de la señal del APRM “A” en el dominio de la frecuencia, el cual es comparable con el de la Figura 6.

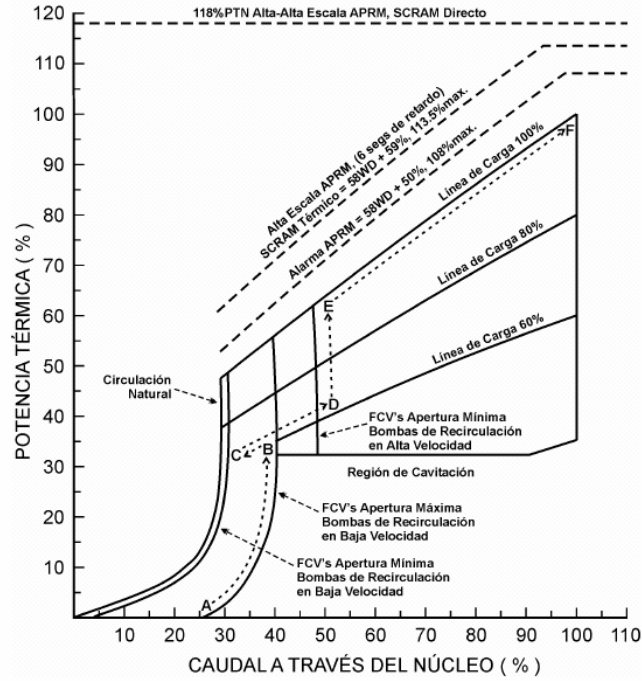


Figura 9. Mapa caudal-potencia aplicable al evento de inestabilidad en la Unidad 1 de Laguna Verde.

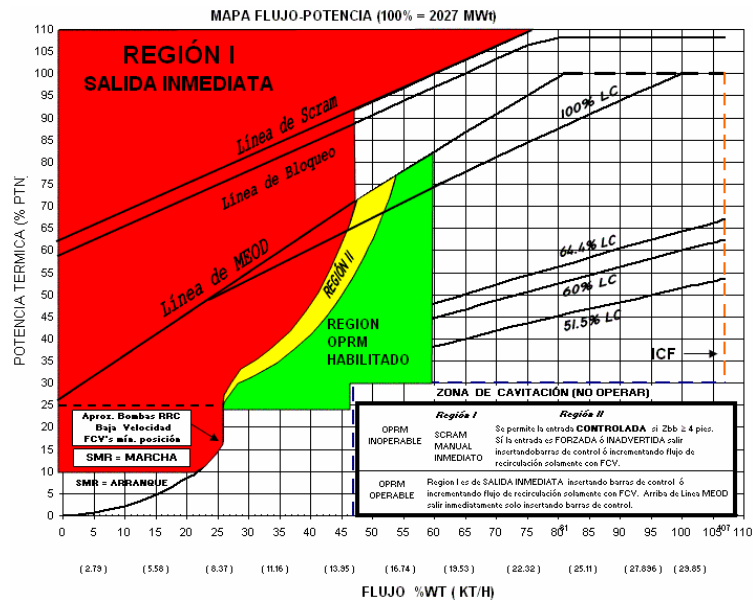


Figura 10. Mapa caudal-potencia con zonas de estabilidad determinadas con BSP.

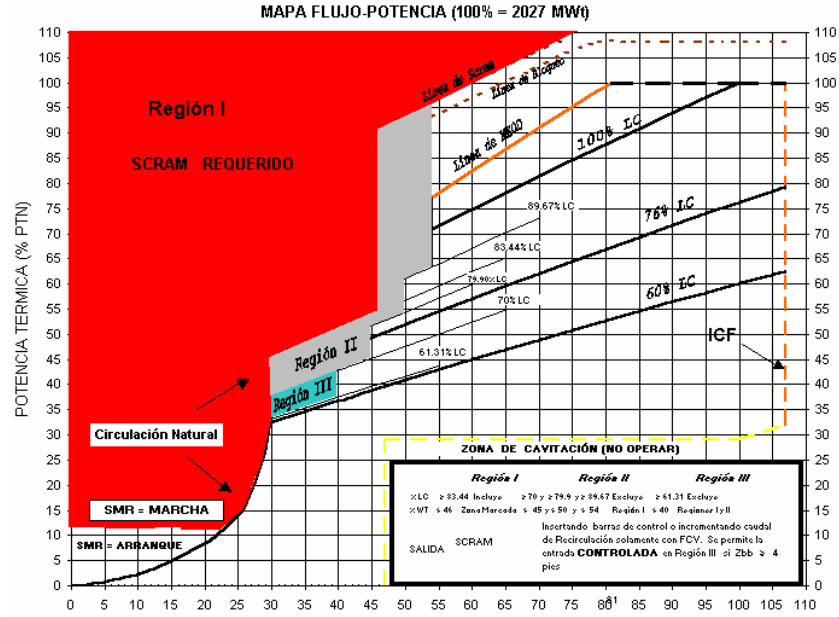


Figura 11. Mapa caudal-potencia con zonas ICA de estabilidad.

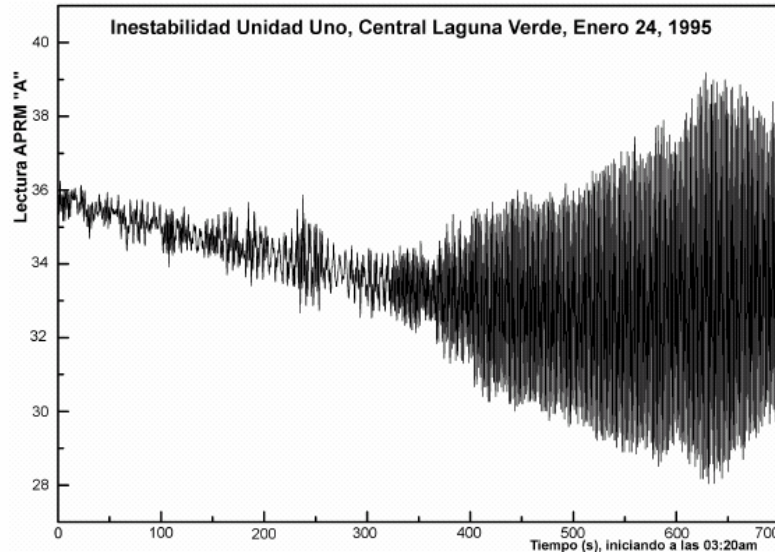


Figura 12. Potencia del reactor de la Unidad 1 de Laguna Verde, registrada por el APRM "A" en el evento de inestabilidad global.

A pesar de que la determinación de las zonas de baja estabilidad ha evolucionado desde su determinación empírica hasta su determinación analítica, aún se tiene el inconveniente de demandar acciones manuales por parte del operador. Por ello, y con el fin de que el operador enfoque su atención a otras variables de proceso en los reactores BWR, el Grupo de Propietarios se enfocó al desarrollo de una opción para dar una solución definitiva a las inestabilidades

denominada Opción III, la cual consiste en un sistema de detección que es capaz de anticiparse a las inestabilidades, considerando que en la etapa previa al ciclo límite de la inestabilidad, las señales de flujo neutrónico en el dominio del tiempo “se montan” en una función periódica, como se observa en las Figuras 2 y 12. En el caso de que el algoritmo que anticipa la inestabilidad, denominado Algoritmo Basado en el Periodo (PBA) falle y como consecuencia, ocurra una inestabilidad, se diseñó una protección adicional denominada defensa en profundidad que enviará un SCRAM automático por alta razón de crecimiento o por alta amplitud de la señal de flujo neutrónico.

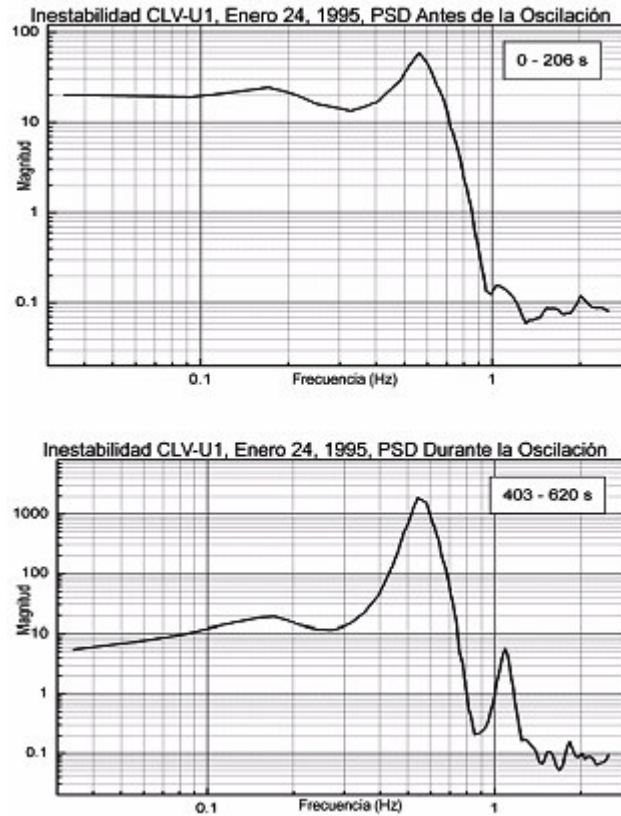


Figura 13. Señal APRM “A” en el dominio de la frecuencia.

En la Figura 14 se observa el principio del PBA, el cual consiste en agrupar y contar el número de veces (eventos) que la señal de flujo neutrónico proveniente de un grupo de 2 a 4 LPRM, denominado celdas, excede un límite preestablecido aunado a una comparación de la magnitud de la amplitud máxima de la señal de flujo neutrónico. Cuando el número de eventos y la amplitud de la señal de las celdas de detección, excede un punto de ajuste determinado se realiza el SCRAM automático del reactor.

El dispositivo instalado en la Central Laguna Verde tiene el algoritmo PBA y la defensa en profundidad se conoce como Monitor de Oscilaciones en Rango de Potencia (OPRM). El OPRM forma parte del Sistema de Monitoreo del flujo Neutrónico en Rango de Potencia (PRNM). En la Figura 15 se muestra uno de los cuatro instrumentos instalados en cuarto de control. En la Unidad

2, desde el inicio del ciclo 9, el OPRM está funcionando conectado al Sistema de Protección del Reactor (RPS) para realizar el SCRAM automático en caso de detectarse una inestabilidad.

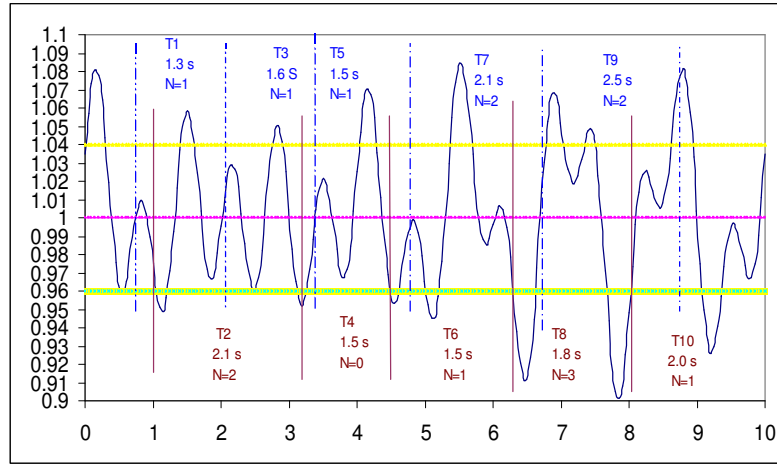


Figura 14. Principio del Algoritmo Basado en el Periodo (PBA).

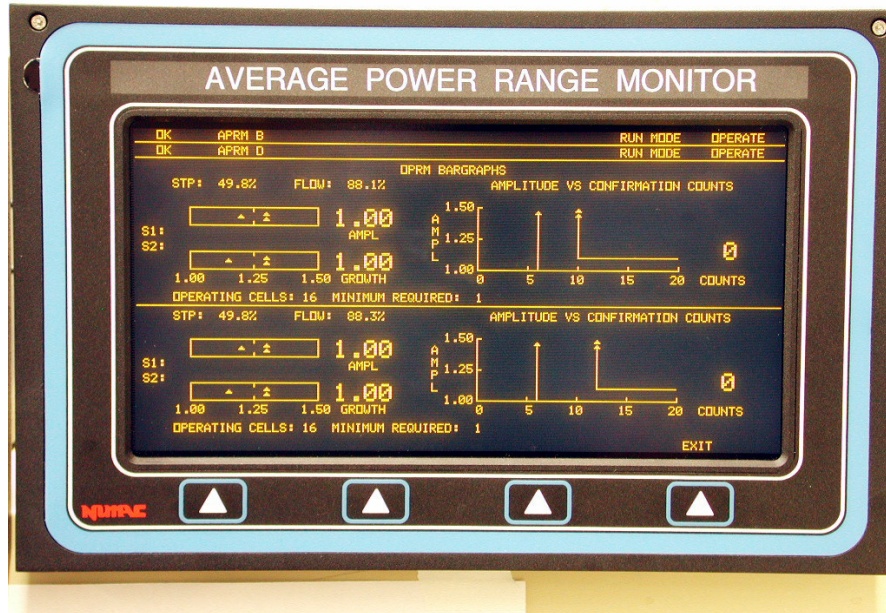


Figura 15. Instrumento PRNM mostrando una carátula del OPRM.

4. CONCLUSIONES

En los reactores nucleares, operando en condiciones estacionarias, la instrumentación nuclear detecta fluctuaciones no divergentes en el flujo neutrónico o potencia con relación a la señal

promedio del reactor, debido a que la fisión es un fenómeno estadístico, aunado a la distribución del combustible en el núcleo, la temperatura del moderador y la temperatura de las pastillas. En reactores BWR, en condiciones de estado estacionario, las fluctuaciones no divergentes en las señales de flujo neutrónico alrededor del valor promedio son mayores que las que se presentan en los reactores presurizados, los cuales trabajan con líquido subenfriado, debido a que no tienen fenómenos de ebullición.

Las inestabilidades pueden dañar el combustible por falta de refrigeración por ebullición de transición. En general las inestabilidades en un BWR tienen un comportamiento no lineal. Sin embargo, cuando un sistema se encuentra cerca de un punto de equilibrio estable, se puede aproximar su comportamiento con soluciones lineales.

En Laguna Verde, en 1995, ocurrió una inestabilidad en el reactor de la Unidad 1, antes de que las ICA fueran implementadas por el BWROG, cuando se realizaba una maniobra dentro de la región de inestabilidad del mapa caudal-potencia. Desde entonces, se ha evolucionado desde la implementación de las ICA hasta la implementación de BSP. A partir del Ciclo 12 de la Unidad 1 y del Ciclo 8 de la Unidad 2 se instalaron los OPRM en las Unidades 1 y 2 de Laguna Verde. El OPRM es la solución propuesta por el BWROG para detectar y suprimir inestabilidades en reactores BWR a través de un algoritmo de detección basado en el periodo y dos algoritmos adicionales, basados en la razón de crecimiento y la amplitud de la señal de flujo neutrónico para defensa en profundidad.

El OPRM está conectado a partir del inicio del Ciclo 9 de la Unidad 2 al RPS para que al detectar una inestabilidad en el reactor ésta sea suprimida automáticamente por medio del SCRAM del reactor.

AGRADECIMIENTOS

Expresamos nuestro agradecimiento a los grupos de Análisis de Ingeniería de Ingeniería-GST, Mantenimiento e Ingeniería del Reactor por la información y apoyo en la instalación del sistema OPRM.

REFERENCIAS

1. Thie J. A., "Power Reactor Noise", *American Nuclear Society*, La Grange Park, Illinois, 1981.
2. Calleros M., G., "Diseño Conceptual de un Sistema de Análisis de Señales de Flujo Neutrónico para Diagnosticar Vibraciones Mecánicas en la Central Laguna Verde", *Tesis de Maestría*, Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional de Buenos Aires, Argentina (Diciembre 2000).
3. Calleros M., G., "Diseño Conceptual de un Sistema para Determinar Vibraciones Mecánicas con Análisis de las Señales de Flujo Neutrónico en los Componentes Mecánicos de los Reactores de la Central Laguna Verde", *XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana* (Octubre 2001).
4. Bengt-Göran Bergdahl, Ritsuo Oguma, Joakim K. H. Karlsson, "Text Book BWR Stability", GSE Power Systems AB, Box 62, 611 22 Nyköping, Sweden (2005).
5. March-Leuba J and Blakeman E.D., *A Mechanism for Out-of-Phase Power Instabilities in*

Boiling Water Reactors, Nucl. Sci. Eng., Vol. 107, pp. 173-179 (1991).

6. Bravo S., J.M. “Analizador de Señales de Flujo Neutrónico de Reactores Nucleares de Potencia BWR”, *Tesis de Maestría*, Universidad Nacional Autónoma de México, Ciudad Universitaria, México D.F. (2002).