



METODOLOGÍAS BEPU DE GENUSA PARA EL ANÁLISIS DE SEGURIDAD DE REACTORES BWR

Este artículo describe las metodologías BEPU desarrolladas por General Electric-Hitachi (GEH) para la evaluación de los análisis de seguridad en reactores BWR basadas en el código realista TRACG. Estas metodologías son de aplicación a un amplio rango de sucesos, transitorios operacionales (AOO), transitorios anticipados sin scram (ATWS), accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA) y sucesos de inestabilidad; a diferentes tipos de reactores BWR operando comercialmente, tanto de diseño General Electric (GE) como otros diseños, incluyendo el reactor de Generación III+ ESBWR; a las nuevas estrategias de operación y a todo tipo de combustible BWR. Su aplicación consigue, entre otros beneficios, una mejor comprensión de la respuesta global de la planta y una mejora en los márgenes a los límites de operación, por tanto, el aumento en la flexibilidad de operación y ahorro en costes de generación.

INTRODUCCIÓN

A medida que se ha dispuesto de más datos experimentales y mejores modelos físicos, y gracias a los avances en la elaboración de códigos, los análisis de seguridad han evolucionado hacia un enfoque más realista. Las metodologías *Best Estimate Plus Uncertainty* o BEPU se basan en el uso de códigos realistas, con datos de entrada conservadores o realistas, acompañados de una evaluación de las incertidumbres. El resultado sigue siendo conservador, pero con un nivel de incertidumbre cuantificado. Esto es particularmente importante a la hora de calcular el impacto de un determinado cambio en los márgenes a los límites de operación, muy difícil de cuantificar con las metodologías conservadoras.

Las metodologías BEPU responden a la necesidad de mejorar la simulación de los fenómenos físicos implicados, obteniendo una mejor predicción en la respuesta global de la planta, enmascarada con el tradicional enfoque conservador, y de cubrir nuevas estrategias de operación: aumentos de potencia,

extensiones del mapa de operación, diseños de combustible avanzados, extensión del quemado de descarga y longitud del ciclo, etc. También responden a la necesidad de mejorar los márgenes a los límites de operación, aumentando la flexibilidad en la operación y reduciendo los costes de generación, ya que el uso de conservadurismos excesivos determinará límites demasiado conservadores que impacten negativamente en la operación de la planta.

La metodología CSAU [1] y la guía reguladora RG 1.157 [2] fueron publicadas en 1989, y proporcionaron una guía para la aplicación de las metodologías BEPU, así como para la cuantificación y acotación de las incertidumbres. GEH ha desarrollado e implementado su propia metodología BEPU para el análisis de transitorios operacionales (AOO), transitorios anticipados sin scram (ATWS), accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA) y sucesos de inestabilidad en reactores BWR basada en estas guías. Enusa ha colaborado con GEH en el desarrollo de estas metodologías, así como en su licenciamiento y aplicación en diversas centrales nucleares europeas y americanas.

MARINA TRUEBA

Grupo de Diseño del Núcleo BWR.
ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS S.A.
Ingeniero Industrial por la ETSII de la UPM, especialidad Técnicas Energéticas

JAVIER GARCÍA

Grupo de Diseño del Núcleo BWR.
ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS S.A.
Ingeniero de Minas por la ETSIM de la UPM, especialidad Energía y Combustibles

CRAIG GOODSON

Análisis de seguridad.
GENERAL ELECTRIC-HITACHI
Ingeniero Mecánico por Virginia Polytechnic Institute and State University, EEUU, especialidad Termodinámica y Mecánica de Fluidos

LANDER IBARRA

Grupo de Análisis de Estabilidad Termo-Hidráulica BWR.
GENERAL ELECTRIC-HITACHI
Doctor en Ingeniería Nuclear, especialidad en Termohidráulica computacional, Università di Pisa (Italia).

GENUSA BEPU METHODOLOGIES FOR THE SAFETY ANALYSIS OF BWRs

This article describes the BEPU methodologies developed by General Electric-Hitachi (GEH) for the evaluation of the BWR reactor safety analysis based on the TRACG best-estimate code. These methodologies are applicable to a wide range of events, operational transients (AOO), anticipated transients without scram (ATWS), loss of coolant accidents (LOCA) and instability events; to different BWR types operating commercially, General Electric (GE) designs and other vendors, including Generation III+ ESBWR; to the new operation strategies, and to all types of BWR fuel. Their application achieves, among other benefits, a better understanding of the overall plant response and an improvement in margins to the operating limits; thus, the increase of flexibility in reactor operation and reduction in generation costs.

El código TRACG

El código TRACG es la versión propietaria del *Transient Reactor Analysis Code* (TRAC). Es un código termohidráulico multidimensional y bifásico, con modelos de transporte de gases no condensables y boro, acoplado a una cinética neutrónica tridimensional [3]. Su cualificación ha sido extensa [4] y se ha basado en experimentos de efectos separados e integrales, así como en datos reales de planta. Representa por tanto el estado del arte en el análisis termohidráulico de reactores BWR.

Metodología TRACG-AOO

La metodología TRACG-AOO fue aprobada por la NRC en 2001 [5]. Su licenciamiento comprendió una revisión profunda del código TRACG y de su capacidad para modelar adecuadamente, y de una manera realista, toda la fenomenología asociada a los transitorios operacionales definidos en el Capítulo 15 del NUREG-800 [6], para los diferentes tipos de reactores BWR. En el año 2003, se aprobó también su uso para el análisis de ATWS de sobrepresión [7].

El objetivo del análisis de transitorios es asegurar que durante el transitorio operacional más severo: (1) no se excedan los límites de diseño del combustible; (2) no se excedan los límites de diseño de presión del reactor; y (3) no se excedan los límites de seguridad termomecánicos de la barra combustible.

La capacidad del núcleo para operar garantizando la integridad de la primera barrera física, y evitar la liberación de productos de fisión, se determina mediante el cálculo de la relación mínima de potencia crítica o MCPR. El límite de seguridad o SLMCPR tiene en cuenta las incertidumbres a la hora de determinar el estado operacional del núcleo, de manera que menos del 0.1 % de las barras de combustible sean susceptibles de experimentar transición de ebullición.

El concepto de límite de operación OLMCPR se introduce para asegurar que menos del 0.1 % de las barras de combustible sean susceptibles de experimentar transición de ebullición durante el transitorio. Tradicionalmente el cálculo del OLMCPR se determina mediante hipótesis y cálculos con códigos conservado-

res que dan lugar a términos aditivos conservadores al SLMCPR. La metodología TRACG-AOO combina en un solo paso mediante Monte Carlo: (1) las incertidumbres en errores de medida, tolerancias de fabricación y de la correlación de potencia crítica consideradas en la determinación del SLMCPR; y (2) las incertidumbres en los datos de entrada, modelos y comportamiento de los sistemas de seguridad (velocidad de scram), consideradas en la determinación de la fracción de cambio de la relación de potencia crítica respecto a la inicial ($\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$).

La cuantificación de las incertidumbres se realiza mediante un método estadístico bien definido (Figura 1). Para cada tipo de transitorio, para cada tipo de reactor, y para cada

diseño de combustible se calcula con TRACG un $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ con condiciones iniciales nominales. Basándose en este caso nominal, se ejecutan una serie de casos perturbando aleatoriamente las variables que contribuyen a la incertidumbre a partir de sus respectivas funciones de distribución de probabilidad (Figura 2). Se determina una incertidumbre y sesgo en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ que será genérico para cada tipo de transitorio, para cada tipo de reactor, y para cada diseño de combustible. Si la función de distribución de la variable de salida, $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$, sigue una distribución normal, la estimación de la media y desviación estándar muestrales nos da el término aditivo e incertidumbre a incluir en la determinación del límite

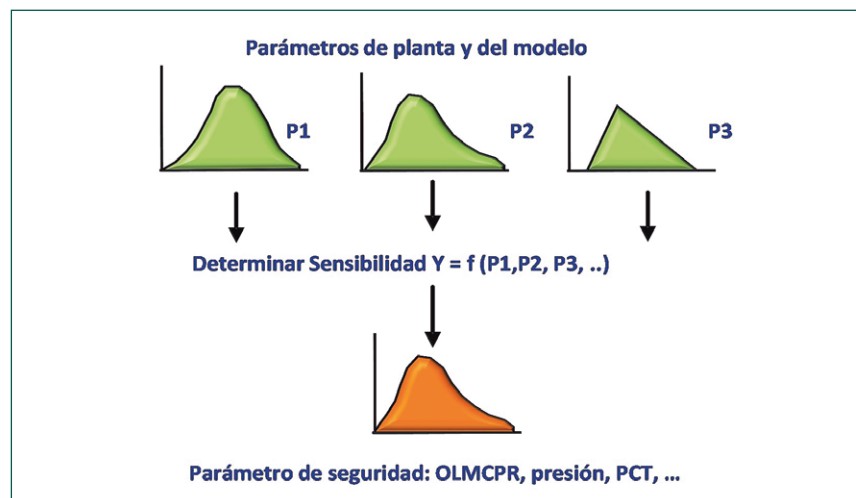


Figura 1. Combinación estadística de incertidumbres.

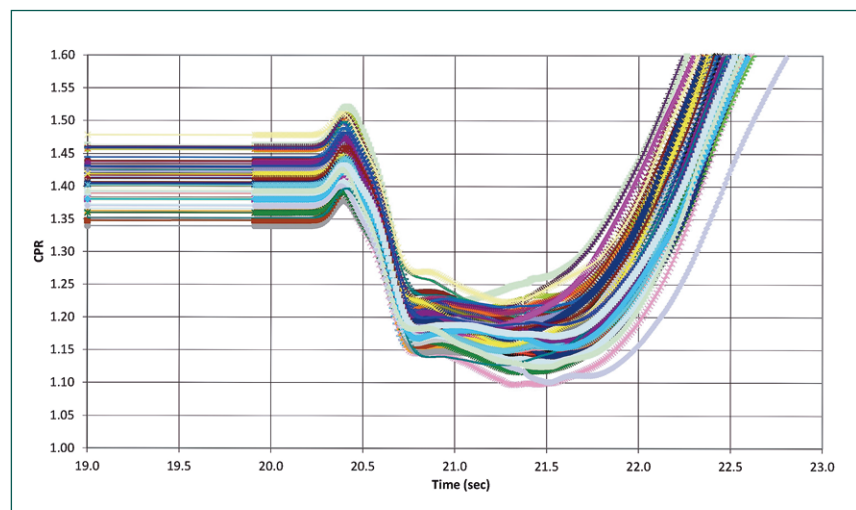


Figura 2. Metodología TRACG-AOO-Análisis estadístico.



de operación. En caso de que deba ser rechazada la hipótesis de normalidad se establece el estadístico de orden de nivel de tolerancia 95/95 obtenido de la muestra.

Una vez determinado el sesgo e incertidumbre genéricos en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$, se combinan con las incertidumbres actualmente incluidas en la evaluación del SLMCPR , de manera que se calcula directamente el número de barras susceptibles de transición de ebullición (NRSBT). El OLMCPR es tal que con un 95% de probabilidad y un 95% de confianza el 99,9% de las barras evitan la transición de ebullición tras el transitorio limitante. En cada recarga se aplican el sesgo e incertidumbre máximos sobre el $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ del transitorio limitante recalculado específicamente para cada recarga.

De manera semejante, el análisis estadístico de los resultados de la máxima presión en vasija nos proporciona un término aditivo con respecto al caso nominal, basado en el límite superior del intervalo de tolerancia con un 95% de probabilidad y 95% de confianza.

La evaluación termomecánica se realiza utilizando la información específica del transitorio limitante para comprobar que las máximas sobrepotencias (térmica y mecánica) obtenidas para los peores nodos son inferiores a los límites de diseño térmico y mecánico. Un multiplicador estadístico se utiliza para asegurar que los límites no se excedan con 95% probabilidad y un 95% confianza. Esto se verifica en cada evaluación de seguridad de la recarga.

La metodología TRACG-AOO ha demostrado ser una metodología realista consistente, capaz de modelar adecuadamente la fenomenología termohidráulica y neutrónica de los distintos transitorios operacionales que puedan tener lugar en los reactores BWR, y que, junto con una cuantificación rigurosa de las incertidumbres, es capaz de demostrar la operación segura del reactor, consiguiendo a la vez un beneficio del orden de un 5 a un 15% en el OLMCPR respecto del límite obtenido con metodologías basadas en códigos y tratamiento de incertidumbres conservadores.

Enusa colaboró con GEH en los cálculos necesarios para el licenciamiento de esta metodología por par-

te de la NRC. Con el apoyo de GEH esta metodología fue aprobada por el CSN para su aplicación en la C.N. Santa María de Garoña. Enusa ha colaborado también en su implantación en diversas centrales americanas.

Metodología TRACG-LOCA

La metodología TRACG-LOCA está siendo evaluada formalmente por la NRC desde el año 2011 [8]. Su revisión se ha retrasado por los sucesos ocurridos tras el tsunami en la central nuclear de Fukushima y por la revisión simultánea que la NRC está llevando a cabo de la regulación LOCA. Se encuentra actualmente en las últimas fases de su licenciamiento.

Esta metodología se propone como una alternativa a la metodología tradicional de Apéndice K SAFER/GESTR previamente aprobada por la NRC [9]. Esta última se basa en el cálculo de la temperatura pico de vaina (PCT) de licencia, mediante los modelos y correlaciones de Apéndice K. La metodología TRACG-LOCA se basa en el cálculo *Upper-Bound* de la PCT (UBPCT) con el 95% de probabilidad y 95% de confianza. La incertidumbre global se determina a partir de la propagación individual de incertidumbres. Al ser el de TRACG un modelo termohidráulico completo, se simula la respuesta global de la planta, calculando la PCT, la oxidación local y la oxidación global del núcleo. Con TRACG se consigue, no sólo una simulación más realista del LOCA, se gana además, la capaci-

dad de evaluar condiciones y sensibilidades, así como el impacto de equipos fuera de servicio, que los códigos Apéndice K no consiguen modelar.

El análisis del espectro de roturas (Figura 3) para cada tipo de planta se realiza con el modelo nominal de TRACG sin incertidumbres. Se aplica el criterio de fallo único dependiendo del tipo de rotura. Una vez determinada la rotura limitante, la cuantificación de incertidumbres se realiza mediante el mismo método de combinación de incertidumbres de la metodología TRACG-AOO: (1) se ejecutan una serie de casos variando aleatoriamente las variables que contribuyen a la incertidumbre a partir de sus respectivas funciones de distribución de probabilidad; y (2) se analizan estadísticamente los resultados de la PCT y oxidación. Para determinar el cumplimiento con los requisitos de 10 CFR 50.46 [10] se calcula la PCT de licencia (y oxidación) como el límite superior del intervalo de tolerancia con un 95% de probabilidad y 95% de confianza. Para ello se utilizan la media y desviación típica muestrales en caso de normalidad de la distribución resultante, o bien, se utilizan estadísticos de orden, en caso de rechazarse la hipótesis de normalidad.

La metodología TRACG-LOCA cumple ampliamente con los requisitos de 10 CFR 50.46, con un beneficio de 100 a 150 K en la PCT, y de 1 a 2 kW/ft en el límite de máxima potencia lineal en un plano (MAPLHGR)

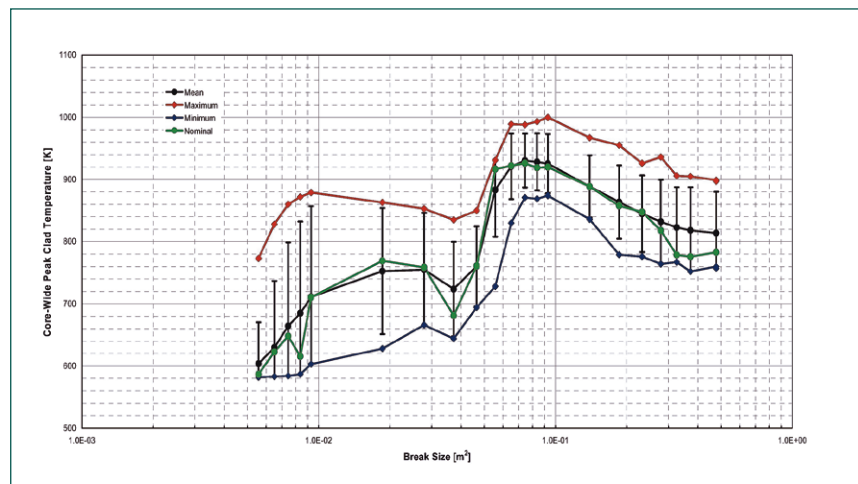


Figura 3. Metodología TRACG-LOCA-Espectro de roturas.

para aquellas plantas cuya operación esté limitada por LOCA, respecto a los métodos Apéndice K. Además, debido a su mayor coherencia entre hipótesis y modelos, permitirá abordar con mayor éxito los futuros cambios en la regulación, incluyendo el cambio en los límites debido a la fragilización de la vaina por la captura de hidrógeno, oxidación, degradación de la conductividad con el quemado, fragmentación y dispersión de combustible por rotura de barras.

Enusa ha apoyado a GEH en los cálculos necesarios para el licenciamiento de esta metodología. Actualmente ha sido aprobada para su uso y está siendo aplicada en la central suiza de Mühleberg (KKM). Paralelamente a su licenciamiento en EE.UU. está siendo aplicada a una central americana tipo BWR/2.

Metodologías DSS-CD y GS3

Bajo ciertas condiciones de operación, especialmente alta potencia y bajo caudal, los reactores BWR son susceptibles de sufrir inestabilidades, debido fundamentalmente al fuerte acoplamiento neutrónico/termohidráulico característico de este tipo de reactores. Estas inestabilidades u oscilaciones periódicas del flujo neutrónico y del caudal son a veces de difícil detección por parte de la instrumentación nuclear. Si la amplitud de la oscilación es suficientemente importante, se podrían alcanzar situaciones de muy alta temperatura en la superficie de las barras de combustible, incluso secado, antes de que la situación fuera controlada, afectando, por tanto, a la integridad del combustible.

Las soluciones propuestas por el BWR Owner's Group o BWROG [11, 12, 13] se basan en: (1) evitar que se produzcan inestabilidades; y (2) si éstas se producen evitar el daño al elemento combustible, mediante:

1. Regiones de exclusión (Opción I-A): se establecen analíticamente regiones dentro del mapa de operación, fuera de las que la ocurrencia de inestabilidades es poco probable. Si el reactor entrara dentro, se establecería una protección automática para activar el scram, o bien salir de ella inmediatamente. Esta acción depende exclusivamente de las condiciones de potencia y caudal,

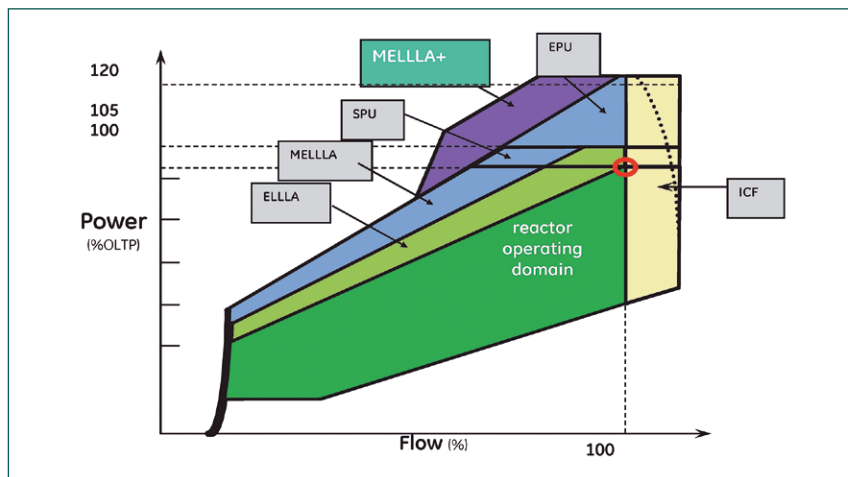


Figura 4. Extensiones del mapa de operación de un reactor BWR.

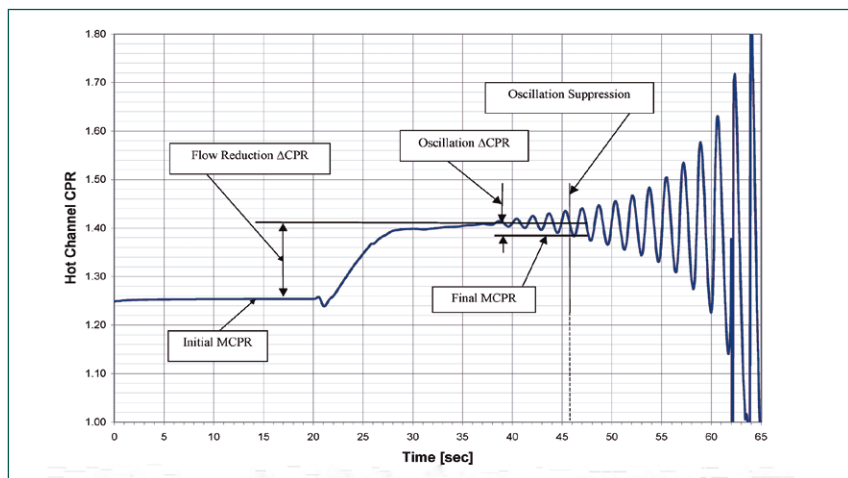


Figura 5. Solución DSS-CD-Margen en CPR.

sin necesidad de la presencia de oscilaciones.

2. Detección y Supresión (Opciones I-D, II y III): se establecen mecanismos de detección de la potencia neutrónica mediante instrumentación nuclear (LPRM, APRM y OPRM), que junto con algoritmos de lectura y cálculo permiten determinar los puntos de tarado para el disparo del reactor, de manera que se asegure que no se violan los límites térmicos. Se basan en la curva genérica DIVOM que relaciona la magnitud de oscilación normalizada con la fracción de cambio del CPR ($\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$).

Estas soluciones han sido adoptadas en función del diseño del reactor y del modo de oscilación más probable que pueda ocurrir en el mismo, en-fase o fuera-de-fase.

Sin embargo, diversas consideraciones han hecho necesaria su revisión.

La curva genérica DIVOM fue aprobada con la base de que resultaba ser conservadora. Posteriores análisis han demostrado que éste puede no ser el caso bajo determinadas circunstancias, requiriéndose el cálculo de una curva DIVOM característica para cada planta y ciclo de operación.

Además, la tendencia actual de la industria de incrementar la potencia de los reactores (EPU) y ampliar el mapa de operación (MELLA+), permite operar bajo nuevas condiciones no contempladas con anterioridad (Figura 4), que: (1) favorecen la aparición de inestabilidades en pocos segundos; y (2) aumentan la severidad dando lugar a oscilaciones de mayor amplitud.

Por ello, la operación flexible y segura del reactor se ha visto afectada: incremento del OLMCPR, operaciones de arranque más



complicadas para evitar las regiones de exclusión, mayores requisitos de vigilancia, aumento de la posibilidad de disparos del reactor espurios, etc.

Las metodologías de estabilidad BEPU desarrolladas por GEH, *Detect and Suppress Solution - Confirmation Density* o DSS-CD, y GEH *Simplified Stability Solution* o GS3, consiguen reducir estos efectos adversos ganando el margen de estabilidad perdido con las metodologías conservadoras, a la vez que se confirma la operación segura del reactor (Figura 5). TRACG es capaz de modelar adecuadamente los sistemas de control de la planta, la instrumentación LPRM y la configuración OPRM específica, así como el modelo individual de cada uno de los elementos combustibles presentes en el núcleo. Por ello, el caso nominal en que se basa la metodología estadística es capaz de captar adecuadamente el modo de oscilación más probable, sin tener que predisponer previamente el núcleo a un modo de oscilación concreto.

La metodología DSS-CD fue inicialmente aprobada por la NRC en el año 2007. Su última revisión fue aprobada en 2013 [14, 15]. Esta solución consiste en instrumentación nuclear (NUMAC PRNM), o hardware, basada en el mismo diseño que la Opción III, y en un nuevo algoritmo, o software, de detección y supresión de inestabilidades (CDA), capaz de detectar tanto oscilaciones en fase como oscilaciones fuera de fase, confirmar el establecimiento de oscilaciones de potencia coherentes en el reactor, de baja amplitud pero por encima del nivel de ruido, e inicializar la

inserción automática de barras de control (Figura 6). Mantiene los algoritmos de detección de inestabilidades PBDA, ABA y GRA de la Opción III como mecanismos de defensa en profundidad, e introduce una nueva metodología de protección automática de backup (ABSP) basada en regiones de exclusión, que incluye el scram automático del reactor, en caso de que la instrumentación de detección de oscilaciones sea declarada inoperable.

La solución DSS-CD mejora, por tanto, la capacidad de detección automática de inestabilidades sin intervención del operador, evita la progresión hacia inestabilidades de amplitud significativa, a la vez que reduce la posibilidad de disparos espurios del reactor. Además, elimina el conservadurismo inherente al uso de la curva DIVOM genérica o característica de planta. Es aplicable a todo tipo de reactores, extensiones del mapa de operación, incluyendo MELLLA+, así como a elementos combustibles de diferentes suministradores, incluyendo núcleos mixtos.

La metodología GS3 fue aprobada por la NRC en el año 2015 [16]. Es una mejora en la metodología de detección y supresión, más que una nueva solución de estabilidad a largo plazo. No requiere ningún cambio en la instrumentación nuclear, ni de hardware ni de software, en aquellas plantas que ya tengan implementada las soluciones Opción I-D, Opción II y Opción III. Consiste en demostrar la validez de los tarados de scram relacionados con la solución de estabilidad de la planta, elimi-

nando el conservadurismo inherente al cálculo de la curva DIVOM característica. Los tarados de disparo aseguran que no se viola el SLMCPR en caso de que se desarrollen inestabilidades. Gracias a esta metodología se mejora el compromiso existente entre unos tarados que cumplen los requisitos de seguridad y eviten fallo al combustible en caso de inestabilidades, así como el minimizar disparos espurios con la consiguiendo repercusión económica y de envejecimiento de componentes de la planta. Es aplicable a todo tipo de reactores, así como a elementos combustibles de diferentes suministradores, incluyendo núcleos mixtos. No incluye la extensión del mapa de operación MELLLA+.

Varias centrales americanas han adoptado ya estas soluciones. La tendencia actual de la industria es la de adoptar una de las dos a corto-medio plazo.

Aplicación al Licenciamiento del ESBWR

El código TRACG, y su aplicación en metodologías BEPU también ha sido utilizado en el diseño y licenciamiento del reactor de Generación III+ *Economic Simplified BWR* (ESBWR). En concreto se aprobó su aplicación para el análisis LOCA en el año 2004 [17], para el análisis de estabilidad en el año 2007 [18], y para el análisis de transitorios operacionales [19] y ATWS [20] en el año 2010. Enusa ha tenido una participación significativa en los cálculos soporte y en la documentación de licencia.

Conclusiones

Las metodologías BEPU desarrolladas por GEH basadas en el código TRACG comprenden un amplio rango de aplicación, desde AOO, ATWS, LOCA y estabilidad, cubren diferentes condiciones de operación, incluyendo aumentos de potencia y extensiones del mapa de operación, y son aplicables a diferentes tipos de reactores BWR, incluyendo el reactor avanzado ESBWR. Todas han sido aprobadas por la NRC, a excepción de la metodología TRACG-LOCA que se encuentra actualmente en sus últimas fases de licenciamiento, e incluso han sido aprobadas en alguna aplicación

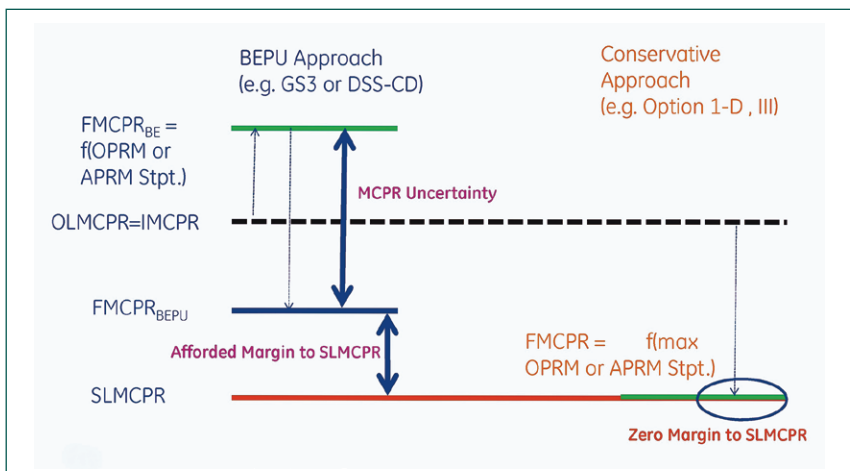


Figura 6. Metodologías BEPU de Estabilidad-Mejora en márgenes.

concreta por organismos reguladores de otros países. Estas metodologías se han introducido con entera compatibilidad con los métodos de diseño de las recargas nucleares actualmente licenciadas.

Su aplicación ha supuesto la introducción de numerosos beneficios en los análisis de seguridad de los reactores BWR operando comercialmente en la actualidad:

- Resultados realistas que redundan en una mejor comprensión de la fenomenología implicada
- Mejora en la cuantificación rigurosa de las incertidumbres
- Mejora de los márgenes existentes en los límites de operación
- Reducción de la probabilidad de disparos espurios del reactor
- Simplificación de los cálculos necesarios para asegurar el cumplimiento de los límites en cada recarga
- Capacidad para adaptarse a futuros cambios en la regulación
- Capacidad para modelar situaciones no contempladas actualmente en operación

Otra ventaja adicional es que estas metodologías pueden aplicarse para evaluar y justificar la relajación de parámetros en los sistemas de la central, tales como los sistemas de refrigeración de emergencia ECCS, relajación en los tiempos de arranque de los generadores diésel, capacidades de inyección o equipos fuera de servicio. ■

- [1] NUREG/CR-5249, "Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-Break, Loss-of-Coolant Accident," Diciembre 1989.
- [2] U.S. NRC Regulatory Guide 1.157, "Best-Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance," Mayo 1989.
- [3] NEDO-32176 Rev. 4, "TRACG Model Description," Enero 2008.
- [4] NEDO-32177 Rev. 3, "TRACG Qualification," Agosto 2007.
- [5] NEDO-32906-A Rev. 3, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences Transient Analysis," Septiembre 2006.
- [6] U.S. NRC Standard Review Plan - NUREG 0800.
- [7] NEDO-32906 Suplemento 1-A, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analysis," Noviembre 2003.
- [8] NEDO-33005, "TRACG Application for Emergency Core Cooling Systems / Loss-of-Coolant-Accident Analyses for BWR/2-6," Enero 2011.
- [9] NEDE-23785-1-PA, "The GESTR-LOCA and SAFER Models for the Evaluation of the Loss-of-Coolant Accidents, Volume III, SAFER/GESTR Application Methodology," Octubre 1984.
- [10] U.S. NRC Title 10 of the Code of Federal Regulations Section 50.46, "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water Nuclear Power Reactors".
- [11] NEDO-31960-A, "BWR Owners' Group Long-Term Stability Solutions Licensing Methodology," Noviembre 1995.
- [12] NEDO-31960-A Suplemento 1, "BWR Owners' Group Long-Term Stability Solutions Licensing Methodology," Noviembre 1995.
- [13] NEDO-32465-A, "BWR Owners' Group Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications," Agosto 1996.
- [14] NEDO-33075-A Rev. 8, "GE Hitachi Boiling Water Reactor Detect And Suppress Solution - Confirmation Density," Noviembre 2013.
- [15] NEDO-33147-A Rev.4, "DSS-CD TRACG Application," Agosto 2013.
- [16] NEDO-33766-A Rev. 1, "GEH Simplified Stability Solution (GS3)," Marzo 2015.
- [17] NEDO-33083-A Rev. 1, "TRACG Application for ESBWR," Septiembre 2010.
- [18] NEDO-33083 Suplemento 1-A Rev. 2, "TRACG Application for ESBWR Stability Analysis," Septiembre 2010.
- [19] NEDO-33083 Suplemento 3-A Rev. 1, "TRACG Application for ESBWR Transient Analysis," Septiembre 2010.
- [20] NEDO-33083 Suplemento 2-A Rev. 2, "TRACG Application for ESBWR Anticipated Transient Without Scram Analyses," Octubre 2010.