



MX0500257

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

Evaluación Termomecánica de los Ensamblés Combustibles Fabricados en el ININ

Héctor Hernández López y Javier Ortiz Villafuerte
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca Km 36.5
Salazar, México, México, 52045
hhl@nuclear.inin.mx; jov@nuclear.inin.mx

Resumen

La planta piloto de fabricación de combustible del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) proporcionó a la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) cuatro ensamblés combustibles tipo GE9B. La irradiación del combustible se realizó en la unidad 1 de la CNLV durante cuatro ciclos de operación, destacando el hecho de que en su tercer ciclo los cuatro ensamblés se colocaron en el centro del núcleo del reactor. En el Departamento de Sistemas Nucleares (DSN) del ININ se han realizado estudios para evaluar su desempeño neutrónico y poder determinar los niveles de exposición de dichos combustibles. Además se planteó la necesidad de realizar un estudio del comportamiento termomecánico de las barras combustibles que componen los ensamblés, a través de códigos computacionales que simulen su desempeño tanto térmico como mecánico. Para tal propósito se ha estado desarrollando en el DSN el código FETMA, junto con los códigos que componen el sistema Fuel Management System (FMS), el cual evalúa el desempeño termomecánico de elementos combustibles. En este trabajo se usaron los códigos FETMA y FEMAXI (desarrollado por JAERI) para estudiar el desempeño termomecánico de los elementos combustibles fabricados en el ININ.

1. INTRODUCCIÓN

La planta piloto de fabricación de combustible del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) proporcionó, en junio del 1996, a la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) cuatro ensamblés combustibles tipo GE9B. El ININ realizó la fabricación de las pastillas combustibles, el ensamblado de las barras, armado de los ensamblés combustibles y control de calidad bajo el soporte técnico de General Electric Nuclear (GEN). La fabricación se cumplía con los estándares de calidad establecidos por GEN, para este tipo de combustibles.

La irradiación del combustible se realizó en la Unidad 1 de la CNLV durante cuatro ciclos de operación (del 6° al 9°), siguiendo el modelo de recarga CCC (Central Cell Core). Destaca el hecho de que al establecer el esquema de recarga del ciclo 8 se determinó colocar los ensamblés combustibles del ININ en centro del núcleo del reactor, ya que presentaban bajos niveles de quemado en comparación con los demás ensamblés que se localizaban en el reactor, lo cual no es indicado para combustibles prototipo [1].

En el Departamento de Sistemas Nucleares (DSN) se han realizado los análisis correspondientes para evaluar el desempeño neutrónico de los combustibles fabricados en el ININ y poder determinar los niveles de exposición de dichos combustibles [2]. Por otro lado, el realizar un estudio posirradiación de los ensamblés combustibles resultaría muy costoso para el Instituto, además que no cuenta con la infraestructura para poder llevar a cabo tal propósito. De tal forma que se planteó la necesidad de realizar un estudio del comportamiento termomecánico de las barras combustibles que los componen, a través de códigos computacionales que simulen el desempeño tanto térmico como mecánico de los elementos combustibles.

Para tal propósito se ha estado desarrollando el código FETMA [3] (Fuel Element Thermo Mechanical Analysis), junto con los códigos que componen el FMS (Fuel Management System) de ScandPower, evaluar el desempeño termomecánico que presentaron los elementos combustibles fabricados en el ININ. En este caso, se sabe que durante su permanencia dentro del núcleo del reactor no se presentó evento transitorio alguno, por lo que únicamente se analizará la forma que se desempeñaron los combustibles en un estado cuasi-estático. Así mismo, se comparan los resultados con el código FEMAXI. Éste código ha sido desarrollado por el Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) y validado con datos experimentales [4].

2. DESCRIPCIÓN DE LOS CÓDIGOS

Dentro de los códigos que componen el FMS y que se emplearon junto con los códigos FETMA y FEMAXI, para la evaluación termomecánica de los elementos que constituyen los ensamblés combustibles que se fabricaron en el ININ, se encuentran: HELIOS [5], con el cual se generan los bancos de datos nucleares de celdas combustible y el simulador estático en tres dimensiones CM-PRESTO [6].

2.1. Código HELIOS

HELIOS es un código de teoría de transporte que usa el método de acoplamiento de probabilidad de colisiones para resolver la representación heterogénea de la celda combustible, con 35 grupos de energía en la biblioteca de secciones eficaces microscópicas de neutrones y una biblioteca de secciones microscópicas de reacciones gamma de 18 grupos de energía, basadas en la base de datos ENDF/B-VI [7]. También contiene los datos para 114 productos de decaimiento y 28 isótopos pesados. Los bancos de datos nucleares se generan con el código de HELIOS que usa otros códigos auxiliares, AURORA [8] y ZENITH [9]. También, el código de TABGEN [10] se emplea para producir una tabla de secciones eficaces y otros datos nucleares que dependen del quemado, la distribución de vacíos en el moderador y la exposición del combustible.

2.2. Código CM-PRESTO

CM-PRESTO es un simulador 3D para reactores tipo BWR, con acoplamiento en los modelos neutrónicos y termohidráulicos. El modelo neutrónico se basa en una aproximación a dos grupos de energía (1 y 1/2 grupos de energía) de la teoría de difusión con una malla burda de la dependencia espacial. El modelo termohidráulico detallado (THY2) calcula el promedio de los

vacíos contenidos en cada volumen asociado con un modo neutrónico para considerar la retroalimentación por vacíos. La distribución de vacíos es obtenida dada una distribución de potencia nodal, el flujo másico total a través del núcleo. El flujo de refrigerante es descrito individualmente para cada ensamble combustible junto con un canal común de desviación. Cada ensamble combustible puede tener dos canales internos de desviación que representan barras de agua o una cruz de agua.

2.3. Código FEMAXI

FEMAXI es un código que predice el comportamiento térmico y mecánico de una barra combustible de un reactor de agua ligera durante operación normal y transitoria (no de accidente). Puede analizar el comportamiento integral de una barra combustible completa, así como el comportamiento de una parte localizada, durante toda su vida. La distribución de temperaturas, las deformaciones radiales y axiales, fuga de gases de fisión y el incremento de la presión interna son fenómenos calculados como una función del tiempo de irradiación y de la posición axial. FEMAXI realiza los cálculos de las tensiones y esfuerzos que actúan sobre la pastilla y el encamisado, así como el análisis del comportamiento de la interacción pastilla-camisa. Además modela la degradación de la conductividad térmica de la pastilla y la oxidación del lado húmedo del encamisado.

2.4. Código FETMA

FETMA es un código que se ha estado desarrollando en el ININ, para llevar a cabo el análisis del comportamiento térmico y mecánico de las barras combustibles de reactores tipo BWR. El código es espacialmente diseñado para emplearse junto con las simulaciones del FMS. Usando correlaciones experimentales, éste código modela los fenómenos de hinchamiento, fuga de gases de fisión y fracturas que se pudieran presentar en el encamisado durante los ciclos de irradiación. El código está diseñado para evaluar el comportamiento térmico y mecánico de las barras combustibles empleando para ello los resultados que provienen de las simulaciones estáticas y transitorias de CM-PRESTO y RAMONA [11], respectivamente. Además se está integrando un modelo neutrónico que aproxime el comportamiento neutrónico empleando la aproximación P_n de la teoría de transporte para trabajar de forma independiente al FMS.

3. METODOLOGÍA

El desarrollo del presente trabajo partió de la formación de los bancos de datos nucleares con el código HELIOS, donde además se obtuvo la distribución de potencia promedio de los ensambles combustibles y además barra por barra, considerando la presencia de la barra de control y para las diferentes condiciones de fracción de vacíos presentes. Posteriormente, con los datos conocidos como P1, que se obtienen de la computadora de procesos de la CNLV, se generan los archivos de entrada al código CM-PRESTO, para poder llevar a cabo una simulación con las condiciones reales de la operación de la planta durante los cuatro ciclos de operación en la que estuvieron presentes los combustibles fabricados en el ININ. Con esta simulación se obtuvieron los datos correspondientes a las distribuciones de potencia axial promedio, flujo rápido axial promedio y

quemado axial promedio por ensamble, en cada uno de los intervalos de tiempo de operación del reactor. Con los datos anteriores y los valores de potencia barra por barra de HELIOS se generan los archivos de entrada a los códigos FETMA y FEMAXI con los cuales se realizará el análisis termo-mecánico de las barras combustibles.

3.1. Condiciones de Operación

La Unidad 1 de la CNLV operó a 1931 MWth de potencia nominal durante los ciclos 6 y 7, mientras en los ciclos 8 y 9 operó a 2020 MWth. La Figura 1 muestra que la posición de los combustibles fabricados en el ININ para cada ciclo de irradiación, como se puede apreciar los cuatro ensambles de combustible siempre se irradian en posiciones simétricas. En la Figura 2 se muestran las condiciones de operación de la planta durante los cuatro ciclos de operación.

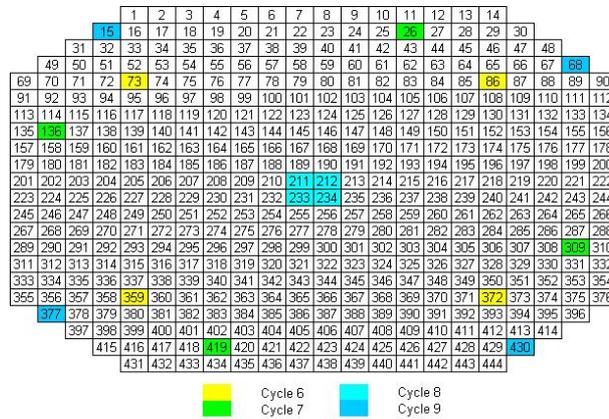


Figura 1. Posición que presentaron los ensambles combustibles del ININ dentro del núcleo de la CNVL U1, en los cuatro ciclos de operación.

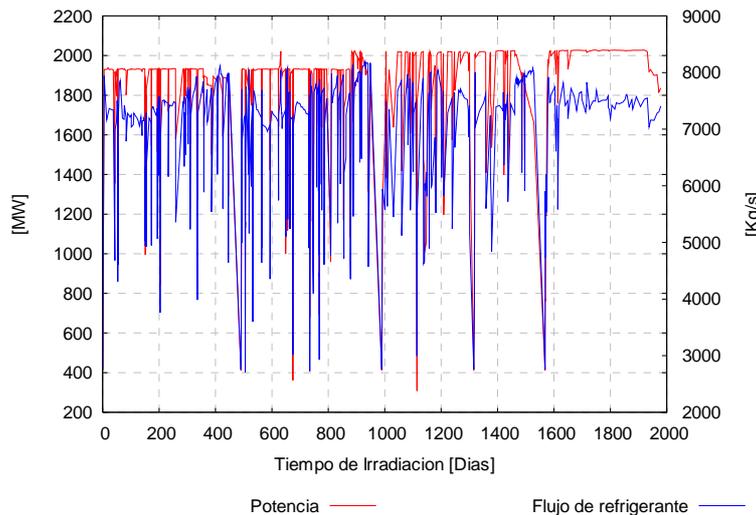


Figura 2. Condiciones de operación en potencia y flujo de refrigerante en la unidad 1 de la CNLV durante los cuatro ciclos de operación.

3.1. Barras Combustibles Modeladas.

En este estudio se analizaron tres barras en un ensamble de combustible 8x8. La Figura 3 muestra la posición de barras combustibles en el ensamble ININ. Uno de los tres diferentes tipos de barras combustibles analizadas tiene un enriquecimiento de 3.95 w/o de ²³⁵U y se localiza cerca de la barra central de agua. La segunda barra combustible seleccionada tiene un enriquecimiento de 2.4 w/o de ²³⁵U y se localiza en una de las esquinas de ensamble combustible y es el más caliente del ensamble. La última barra combustible estudiada tiene 3.2 w/o de ²³⁵U de enriquecimiento y se localiza cerca de la barra de control. Todas las barras combustibles tienen una longitud activa de 381 centímetros, divididos en tres regiones: dos regiones de 15.24 cm conteniendo uranio natural (regiones inferior y superior) y una región media con el enriquecimiento de uranio indicado anteriormente.

1.8	2.6	3	3.4	3.6	3.6	3	2.4
2.6	3.2	3.6	3.95	3.95	3.0g2	3.6	3
3	3.6	3.0g2	3.95	3.95	3.95	3.0g3	3.6
3.4	3.95	3.95			3.95	3.95	3.4
3.6	3.95	3.95			3.95	3.95	3.4
3.6	3.0g2	3.95	3.95	3.95	3.95	3.0g3	3.6
3	3.6	3.0g3	3.95	3.95	3.0g3	3.95	3
2.4	3	3.6	3.4	3.4	3.6	3	2.4

Figura 3. Distribución de enriquecimientos en los ensambles combustibles del ININ.

4. RESULTADOS

La Figura 4 muestra la razón de generación lineal de calor y los valores del quemado que se calcularon con el código FETMA en cada barra combustible analizada, para toda la permanencia en el núcleo del reactor. Se puede observar que la máxima generación de calor ocurrió cuando los combustibles se irradiaron al centro del reactor. Sin embargo, la razón de generación de calor máxima encontrada es de alrededor de 300 W/cm, que se representa un 66% de la que se establece como valor límite para este tipo de combustibles, que es de 450 W/cm. Estos valores se presentaron a 60.96 cm de altura de la barra y que corresponde al nodo 4.

Con los datos obtenidos para el flujo neutrónico y la razón de generación de calor lineal obtenidos de CM-PRESTO, los perfiles de temperatura fueron calculados con los códigos FETMA y FEMAXI. Se encontró que la temperatura máxima en las barras combustibles analizadas fue de 1600 °C, y ocurrió en la barra combustible con enriquecimiento de 3.95 w/o cerca de los 20000 MWD/MT de quemado (1300 días del operación). FETMA consistentemente calculó temperaturas más bajas que FEMAXI. Como se puede observar en la Figura 5, ambos códigos presentan comportamiento cualitativo muy similar para los cálculos de temperatura.

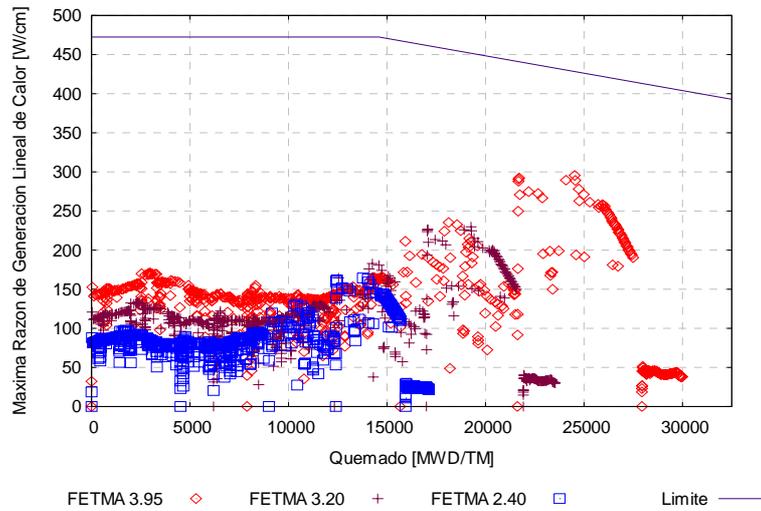


Figura 4. Comparación de las máximas razones de generación lineal de calor con relación al límite.

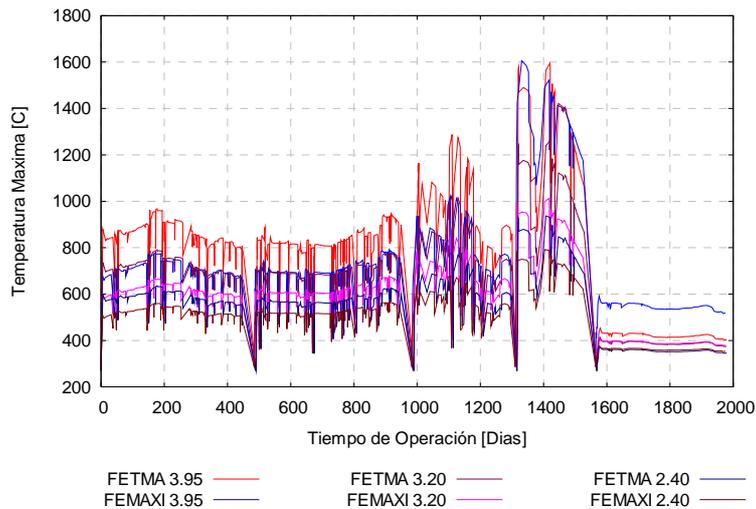


Figura 5. Temperaturas máximas calculadas con ambos códigos para las barras analizadas.

En la Figura 6, además se observa que la deformación radial a la superficie de pastilla combustible, calculada con ambos códigos, tiene un valor máximo de 30%. Los altos valores que se presentan en la deformación del radio de la pastilla nos indica los puntos donde la expansión de la pastilla es tal, que se presenta contacto con el encamisado modificando tanto la distribución de temperaturas como los esfuerzos a la que se ve sometida la cara interna del encamisado.

Las deformaciones en el radio de las pastillas de combustible muestran una gran discrepancia en los valores que se obtienen con ambos códigos. Esto se debe a que en cada uno de ellos se

emplean diferentes modelos para simular los diversos fenómenos que se presentan en las pastillas y que repercuten en los valores que se obtienen. En algunos casos el código FETMA reporta contracciones en el las dimensiones de las pastillas (valores negativos), mientras, FEMAXI reporta que solo se presentan expansiones, en el efecto neto. FEMAXI consistentemente calcula valores de la deformación radial mayores a las obtenidas con FETMA. La diferencia es bastante notable y por lo tanto se requiere analizar a detalle la deferencia de los modelos mecánicos en ambos códigos.

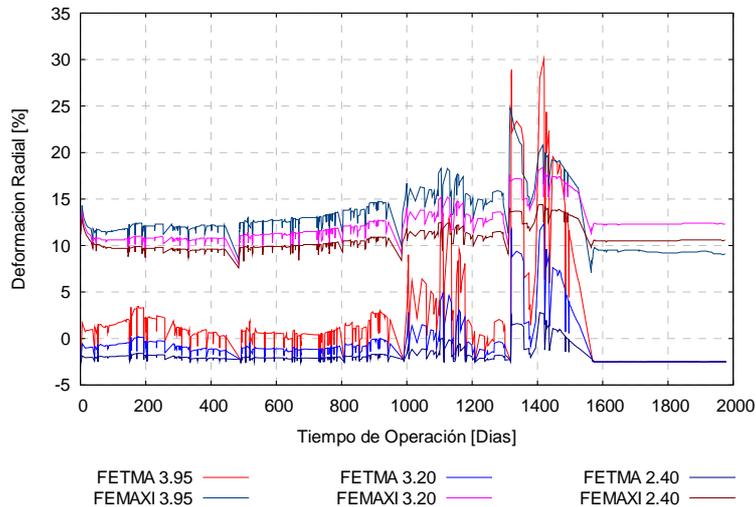


Figura 6. Deformaciones radiales máximas en la superficie del combustible durante los cuatro ciclos de operación.

En la Figura 7, se observa como se comportan las deformaciones en la superficie exterior del encamisado. La máxima deformación radial es 0.3% y se encuentra muy por debajo del valor del límite establecido para falla de combustible y que es del 1% de la deformación plástica. Al igual que en el caso de las deformaciones de las pastillas, las discrepancias que se tienen entre ambos códigos se deben a la diferencia de los modelos con los que se realizan los cálculos.

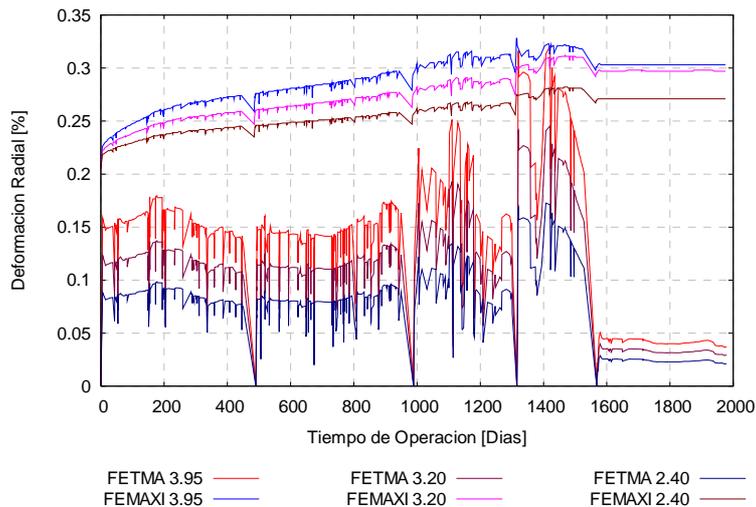


Figura 7. Deformaciones radiales máximas en la superficie exterior del encamisado durante los cuatro ciclos de operación.

5. CONCLUSIONES

Como puede observarse, los resultados que se obtuvieron con los dos códigos empleados para el análisis termomecánico de las barras combustibles de los ensamblés que se fabricaron en el ININ no alcanzan valores que se pudieran determinar como una posible causa de falla de combustible. Estos resultados no se pudieron validar. Sin embargo, se observó físicamente que durante la inspección llevada a cabo por la CNLV en la recarga del ciclo 10, los combustibles del ININ no presentaron daño alguno. El hecho de que los dos códigos presenten resultados cualitativamente similares en cuanto al desempeño de las barras combustibles nos indica que el desarrollo del código FETMA avanza por la dirección adecuada. Sin embargo, aún falta por actualizar algunos de los modelos que se emplean en FETMA para poder establecer una mayor confiabilidad en los resultados cuantitativos que se obtienen.

REFERENCIAS

1. Nocetti C. Torres J., Leon E. “*Mexican Experience in Nuclear Fuel Fabrication*”; Trans. SMiRT 13. Vol. C Pp 21-25. Porto Alegre, Brasil, 1995.
2. Carlos A. Nocetti, Raúl Perusquia, Octavio Ovilla; “*Performance of Mexican Fuel at the Laguna Verde Nuclear Power Plant*”; Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17); Prague, Czech Republic, August 17 –22, 2003.
3. H. Hernandez Lopez, J. Ortiz Villafuerte; “*Development of the FETMA Code for Thermo-Mechanical Analysis of Fuel Element*”; 14th Pacific Basin Nuclear Conference; Honolulu, Hawaii, USA, March 21-25, 2004.
4. Motoe Suzuki and Hiroaki Saitou; “*Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V*”; JAERI-Data/Code 97-043; November 1997.
5. HELIOS User Manual; Scandpower 1999
6. CM-PRESTO User Manual; Scandpower 1996.
7. G M Hale, P G Young, “*ENDF/B-IV*”, Los Alamos National Laboratory, 2000.
8. AURORA User Manual; Scandpower 1999.
9. ZENITH User Manual; Scandpower 1999.
10. TABGEN User Manual; Scandpower 1999.
11. RAMONA-3 User Manual; Scandpower 1995.