

## **Evaluación Termomecánica de Elementos Combustible BWR para Procedimientos de Preacondicionado con FEMAXI-V**

*Hector Hernández López, Marco A. Lucatero y Javier Ortiz Villafuerte  
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares  
Carretera México-Toluca Km 32.5, La Marquesa, Estado de México  
hhl@nuclear.inin.mx;mal@nuclear.inin.mx; jov@nuclear.inin.mx*

### **Resumen**

Las limitaciones en el quemado del combustible nuclear se fijan normalmente por el límite en los esfuerzos a los se someten los componentes de un ensamble combustible nuclear. Los límites definidos proporcionan la dirección al diseñador del combustible para reducir al mínimo la falla del combustible durante la operación, y también previenen contra algunos fenómenos termomecánicos que pudieran ocurrir durante la evolución de eventos transitorios. Particularmente, un valor límite de LHGR se fija para considerar los fenómenos físicos que podrían conducir a la interacción de la pastilla-camisa (Pellet Cladding Interaction, PCI). Este valor límite se relaciona directamente con un límite del PCI, que se puede fijar basado en pruebas experimentales de rampas de potencia. Así, para evitar violar el límite del PCI, los procedimientos de condicionamiento del combustible todavía se requieren para elementos combustibles con y sin barrera. Los procedimientos de simulación de la rampa de potencia se realizan por el operador del reactor durante las maniobras del arranque o del aumento de potencia como medida preventiva de posibles consecuencias en el comportamiento termomecánico del combustible. En este trabajo, el comportamiento termomecánico de dos diferentes tipos de barras de combustible del reactor de agua en ebullición se analizan durante el seguimiento de los procedimientos de preacondicionado del combustible. Cinco diversos cálculos de preacondicionado fueron realizados, cada uno con tres diversas rampas lineares de incrementos de potencia. El punto de inicio de las rampas fue tomado de los datos del ciclo 8 de la unidad 1 de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde. El límite superior de las rampas fue el umbral de la potencia lineal en la cual podría presentarse una falla de combustible por PCI, en función del quemado del combustible. El análisis fue realizado con el código FEMAXI-V.

### **1. INTRODUCCIÓN**

Establecer adecuadamente los límites térmicos y mecánicos para la operación de un reactor nuclear de potencia depende de varios aspectos, tales como tipo de reactor, composición de las barras combustibles, potencia generada, etc. Esto con el fin de minimizar las fallas en las barras combustibles y la contaminación del refrigerante, cambios en las propiedades termomecánicas de un tipo de barra específico en un ensamble combustible necesitan ser considerados, en particular durante los incrementos de potencia al arranque del reactor, o durante los cambios de potencia como resultado de la demanda de energía eléctrica. Por ejemplo, en un reactor BWR, el cambio de la densidad del refrigerante y moderador a lo largo de una barra combustible causa que sea

sometida a diferentes esfuerzos termomecánicos, así como diferentes niveles de oxidación en las diferentes secciones axiales del combustible.

El número de barras combustibles de reactores BWR ha decrecido considerablemente desde 1970, de alrededor de 1000 a menos de 5 barras reportaron falla por millón de elementos combustibles en operación [1]. De las barras combustibles que presentaron falla de corte axial a finales de los 80's demostraron la degradación de los elementos combustibles aún requiere de investigación. En la mayoría de los casos, la degradación presentaba separadamente defectos primarios y secundarios. Los defectos primarios incluyen defectos de fabricación, fragmentos de metal y fracturas debidas a la interacción pastilla-camisa (pellet cladding interaction, PCI)

Aunque el número de barras falladas sea aún bajo comparado con el número de barras combustibles que se encuentran dentro de los reactores nucleares de potencia en operación, una ventaja reciente en la competitividad de la energía nuclear puede ser cuestionada por la opinión pública, con esto forzando a las entidades regulatorias a restringir el uso de nuevas estrategias de administración, particularmente sobre los factores pico de potencia y el límite operacional de la razón de generación lineal de calor (Linear Heat Generation Rate, LHGR). Por ejemplo, después de un continuo decrecimiento en la razón de combustibles fallados, en los últimos años los combustibles de los reactores BWR han presentado un notable incremento en la razón de falla [2]. Las causas son consideradas como una combinación de diversas áreas, de las que se puede mencionar la química del agua, nuevos materiales del encamisado, procesos de fabricación y las altas cargas del combustible [3].

Durante los años 90's, la mayor causa de fallas de las barras combustibles en los Estados Unidos fue la corrosión localizada inducida por lodos (Crud Induced Localized Corrosion, CILC) [2]. En comparación, durante los años 70's la principal causa de falla fueron los mecanismos de interacción pastilla-camisa [4]. En este sentido se desarrollaron tres alternativas para reducir la razón de falla causada por PCI, estas fueron: procedimientos operacionales de precondicionado del combustible más restrictivos, la introducción del 'liner' o barrera de zirconio durante los años 80's y el mejoramiento en los diseños de los ensambles combustibles (9X9 y 10X10) con los cuales se reduce el LHGR promedio de las barras combustibles. A pesar de que la introducción del 'liner' ha mostrado su gran eficacia resistiendo la falla por PCI, el problema no se ha eliminado completamente. Mas aún, el 'liner' ha sido asociado con la degradación secundaria que causa la fractura axial de las barras combustibles, ocasionando alta emisiones de gases y actividad al refrigerante. Nuevos 'liners' más superiores han sido introducidos para prevenir y reducir este nuevo problema.

En particular, los datos que se requieren para un apropiado conjunto de límites termomecánicos operacionales y de seguridad (PCI, tensiones, deformaciones y límites de fatiga), son datos reales tomados de experiencia operacional como una mejor fuente. Sin embargo, los datos no son accesibles y de otro forma los datos de experimentos a nivel laboratorio y reactores de prueba bien a ser la principal fuente de información. Estos datos nuevamente no son gratuitos. El uso de códigos computacionales para simulación y predicción del comportamiento del combustible bajo condiciones normales y anormales de operación en estado estacionario, así como la evolución de un evento transitorio, viene a ser una opción. Los códigos de computación, naturalmente, requieren pruebas y validaciones para obtener datos de buena calidad, los cuales pueden ser obtenidos de reactores de potencia y/o de prueba, así como pruebas de laboratorio.

Las autoridades de licenciamiento al rededor del mundo generalmente establecen un valor límite de operación al LHGR, como función del quemado [2]. Cada límite provee una condición de frontera a la operación en estado estacionario, pero además previene en contraste algunos fenómenos térmicos y mecánicos que pudieran ocurrir durante un evento transitorio. En particular, en algunos países, el PCI límite se basa en rampas de prueba experimentales y relacionados directamente al valor límite del LHGR. De otra forma, se violan los límites del PCI, los procedimientos de acondicionamiento de combustible son aún requeridos ambos combustibles con y sin barrera. Procedimientos de simulación de rampas de potencia para ser desempeñadas por el operador del reactor durante el arranque o maniobras de incrementos de potencia son admisibles como una medida preventiva de posibles consecuencias del comportamiento termomecánico del combustible.

En este trabajo, el comportamiento de dos diferentes tipos de barras combustibles de un reactor BWR son analizadas para los procedimientos de acondicionamiento. Se realizaron cinco diferentes simulaciones de acondicionamiento, cada una con tres rampas de incrementos lineales de potencia. El punto de inicio de las rampas fue tomado de los datos del ciclo 8 de la unidad 1 de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde. El límite superior de las rampas fue el umbral de la potencia lineal a la cual pudiera ocurrir una falla por PCI, como función del quemado. El análisis fue realizado con el código FEMAXI-V [5]

## 2. PROCEDIMIENTOS DE ACONDICIONAMIENTO DE COMBUSTIBLE

Durante la operación normal en estado estacionario de un reactor nuclear de potencia, las conductividades térmicas del huelgo (gap) y el combustible son las principales propiedades físicas que determinan el desempeño térmico de las barras combustibles. Por otro lado, durante un evento transitorio, la capacidad calorífica del combustible es la propiedad física determinante en su desempeño térmico. En ambos casos, si ocurriese un rápido incremento de la potencia, la expansión térmica de la pastilla combustible pudiera encaminar a la interacción pastilla-camisado, la cual es un defecto primario que puede determinar la degradación del encamisado y eventualmente causa la falla del mismo. Si la rampa de potencia a la cual la barra combustible es sujeta es limitada apropiadamente, los cambios en las dimensiones de las pastillas combustibles y el encamisado pueden ser moderados, de otra manera la termofluencia y la relajación aligeran los mecanismos del PCI. Apropriadas pendientes para las rampas de potencia pueden ser extraídas de los resultados de los códigos que simulan el comportamiento termomecánico de los combustibles.

El acondicionamiento del combustible es el mecanismo físico que incluye todos los fenómenos termomecánicos que ayudan a limitar las consecuencias de los transitorios de potencia en un elemento combustible. La densificación del combustible y la relajación de los esfuerzos son ejemplos de los fenómenos físicos que ocurren durante el acondicionamiento que reduce la presión de contacto entre las pastillas combustible y el encamisado, reabriendo el gap. El acondicionamiento del combustible puede tomar desde horas hasta días. Tan pronto como el equilibrio entre la termofluencia del encamisado y el hinchamiento de las pastillas se alcanza, una nueva condición del estado estacionario a un nivel de potencia superior es establecida. El descondicionamiento, contrariamente al acondicionamiento, es un fenómeno que agrava el PCI,

debido al hinchamiento de las pastillas combustibles, se incrementa la presión de contacto y se reduce el tamaño del gap.

El término del nivel de acondicionado de potencia es definido como el nivel de potencia en la barra a un típico esfuerzo de referencia, cuando se equilibran la termofluencia en el encamisado y el hinchamiento de las pastillas. Este nivel de potencia es además conocido como el acondicionamiento del LHGR, el cual es el límite ocurre el acondicionamiento o el desacondicionamiento [4]. Esto es, la presión de contacto entre la pastilla y el encamisado es moderada y constante. Si el combustible es acondicionado, entonces el nivel de potencia de la barra necesita incrementarse para alcanzar el LHGR de acondicionamiento. Por el contrario, si el combustible es desacondicionado, el nivel de potencia en la barra necesita decrecer para alcanzar el LHGR de acondicionamiento. Tan rápido como un nuevo estado estacionario es alcanzado, el LHGR de acondicionamiento asintóticamente se aproxima al valor actual del LHGR de la barra combustible.

**Tabla I. Especificaciones de la barra combustible y las condiciones de prueba.**

Parámetro	FT1	FT2
<b>Encamisado:</b>		
Diámetro exterior, cm	1.2268	1.0262
Diámetro interior, cm	1.064	0.8941
Material	Zircaloy 2	Zircaloy 2
<b>Pastilla combustible:</b>		
Diámetro, cm	1.0439	0.8763
Razón altura/diámetro	1	1
% TD (UO <sub>2</sub> )	96.5	96.5
<b>Barra:</b>		
Volumen del plenum, cm <sup>3</sup>	1.08	1.08
Presión inicial del gas de llenado, MPa	0.507	1.013
Longitud active, cm	381	381
<b>Condiciones del sistema</b>		
Temperatura del agua de alimentación, °K	560	560
Presión del reactor, MPa	7.14	7.14
Flujo másico de refrigerante, kg/cm <sup>2</sup> ·s	0.166	0.166

Aunque modernos diseños de ensambles combustibles tienen la capacidad de seguir la demanda de energía, una medida normal tomada en un reactor nuclear de potencia para evitar los mecanismos de falla debidos a PCI es establecer un procedimiento para limitar el número y tipos inesperados de incrementos de potencia que pudieran alcanzar los niveles a los cuales falla el encamisado por PCI. Muchos países aún requieren de usar algunos procedimientos [2]. Esto es porque son necesarios para moderar las consecuencias de los fenómenos involucrados en el acondicionado y desacondicionado. Los procedimientos operacionales empleados para reducir la probabilidad de cada tipo de falla en el encamisado son conocidas como operaciones de precondicionado del combustible. El precondicionado son incrementos controlados y constantes

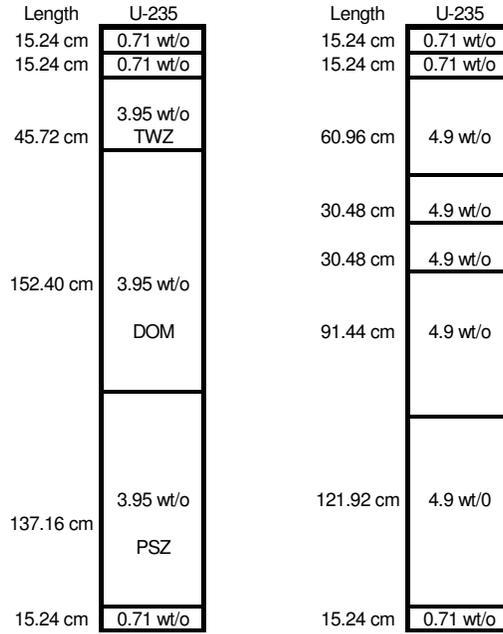
de potencia que continúan de una rampa ascendente previa. Este proceso es considerado a nivel nodal y no a la potencia promedio de la barra combustible.

El punto inicial de la rampa es un nivel de potencia de referencia y el punto final es la potencia nominal a la cual la operación del reactor es deseada. Las reglas del precondicionado son normalmente aplicadas durante el arranque del reactor o después de cambiar el patrón de barras. Siguiendo una apropiada rampa de potencia de precondicionado la posibilidad del daño de combustible se reduce enormemente y además ayuda al combustible a asimilar los cambios de potencia fuertes e instantáneos, dentro del ambiente de precondicionado. Sin embargo, regularmente bajo estas condiciones controladas, es necesario realizar el análisis termomecánico de las barras combustibles para asegurar que la falla del encamisado por PCI no llegase a ocurrir durante la realización del precondicionado y para determinar la razón de generación lineal de calor a la cual pudiera ocurrir una falla.

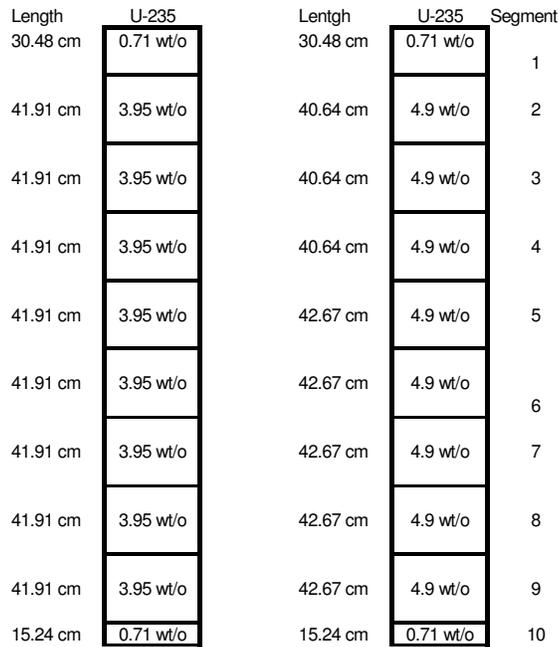
### 3. DESCRIPCIÓN Y MODELO GEOMÉTRICO DE LA BARRA COMBUSTIBLE

Para este análisis se consideraron dos tipos diferentes de barras combustibles. Ambos tipos tiene en sus extremos, superior e inferior, uranio natural. El primer tipo, referenciado ahora como tipo 1 (fuel type 1, FT1) tiene un enriquecimiento promedio de 3.95 % de  $^{235}\text{U}$  en su parte media, mientras que el combustible tipo 2 (fuel type 2, FT2) presenta un enriquecimiento promedio de 4.9 % de  $^{235}\text{U}$ . La longitud activa de ambas barras combustibles es de 381 cm. La Tabla I, presenta las dimensiones geométricas de diseño de cada tipo de barra, así como las condiciones en las que se realizaron los análisis y que son típicas de un reactor BWR. La Figura 1, muestra la distribución axial del enriquecimiento del  $^{235}\text{U}$  en ambas barras combustibles.

El código FEMAXI fue desarrollado en Instituto de Investigaciones de Energía Atómica del Japón (Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI) y es continuamente mejorado y actualizado [6-11]. La versión mas reciente, es FEMAXI-VI [12], la cual puede analizar ensambles combustibles MOX en un reactor BWR con reducción de agua de moderación [13]. En este trabajo, el modelo geométrico considerado en FEMAXI es de diez nodos axiales, diez segmentos radiales en el material combustible, uno para el gap y dos para el encamisado. El número de segmentos axiales que permite el código es de doce, pero solo se consideraron diez porque son los máximos que permite el código RODBURN para el cálculo de distribución de potencia. Los nodos de los extremos superior e inferior cubren las regiones que presentan uranio natural en ambos tipos de combustibles analizados, el combustible FT1 la región media se divide en ocho nodos de idéntica longitud mientras que el combustible FT2 se divide en dos regiones de cinco en la parte inferior y tres nodos hacia la parte superior. Esto con el fin de obtener una mejor representación de la distribución axial de enriquecimientos y la presencia de barras de longitud parcial, lo anterior se muestra en la figura 2.



**Figura 1. Distribución axial de enriquecimiento de <sup>235</sup>U en ambos tipos de barras combustibles, FT1 (izquierda) y FT2 (derecha).**



**Figura 2. Representación geométrica en FEMAXI-V para la distribución axial de enriquecimientos de <sup>235</sup>U en ambos tipos de barras combustibles, FT1 (izquierda) y FT2 (derecha).**

#### 4. PROCEDIMIENTO DE CÁLCULO

Para los cálculos, se asumió que las barras combustibles estaban contenidas en los ensambles que se determinaron como los más calientes en el núcleo del reactor (Hot Channel). El reactor operaba bajo las condiciones correspondientes a la operación nominal en estado estacionario.

El precondicionado del combustible es dependiente del quemado, la potencia lineal umbral para posible falla en el encamisado además cambia como función del quemado. Una potencia umbral de esta forma previamente establecida, como la máxima potencia a la cual un elemento combustible puede operar conservadoramente. En este trabajo, el punto de arranque de la rampa lineal de potencia se incremento a 1 kW/ft después de la potencia umbral del precondicionado. Los cálculos son realizados para el nodo con mayor factor pico de potencia de una barra. El factor pico de potencia que se empleo en los cálculos fue de 1.68 para FT1 y 1.81 para FT2. Los valores son altos porque además se está considerando la ocurrencia de eventos operacionales anticipados. Las potencias umbrales para ambos tipos de combustibles considerados en este trabajo son mostrados en la Tabla II, para cinco intervalos de quemado. Estos valores pueden ser considerados típicos de este tipo de combustibles, FT1 y FT2 presentan arreglos 8x8 y 10x10 respectivamente. Tres velocidades para las rampas de potencia fueron consideradas para cada intervalo de quemado: 0.11 kW/ft, 0.22kw/ft y 0.33 kW/ft; además de considerarse la redistribución si presencia de Xenón.

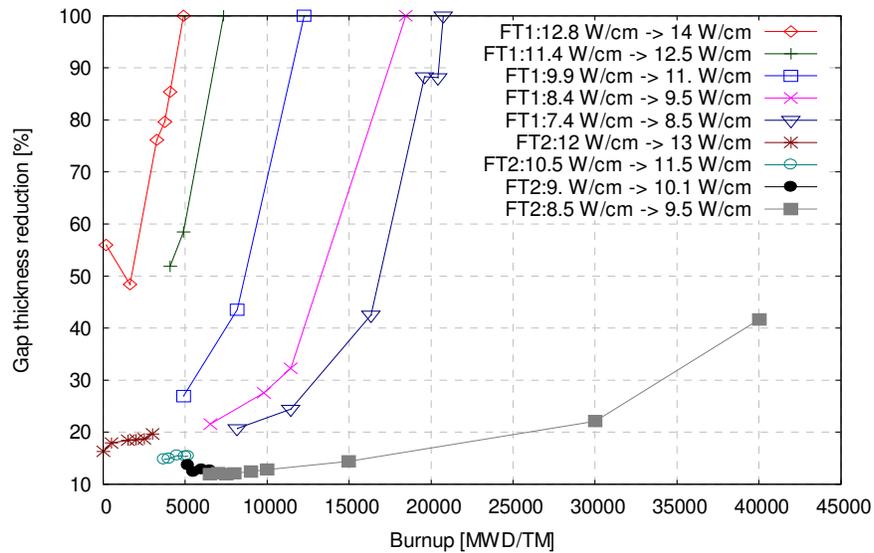
Cada nodo axial en FEMAXI tuvo un diferente factor pico de potencia, para representar en forma más real la distribución de potencia axial del núcleo de un reactor BWR.

**Tabla II. Potencias umbrales como función del quemado para ambos tipos de combustibles**

Quemado Nodal [MWD/TM]	Potencia Umbral [kW/ft]	
	FT1	FT2
0 – 3700	14	13
3701 – 5000	12.5	11.5
5001 – 6400	11	10
6401 – 7800	10.5	9.5
7801 – 65915	10.5	9.5

#### 5. RESULTADOS

Las figuras 3-5, muestran el comportamiento del gap debido a los cambios que experimenta la pastilla combustible durante la rampa de potencia, para ambos tipos de combustibles considerados en este estudio, FT1 y FT2 respectivamente. Dado que la potencia umbral del precondicionado es dependiente de la exposición, las rampas de potencia fueron tomadas considerando 1 kW/ft de tolerancia después de la potencia umbral de precondicionado.



**Figura 3. Comportamiento de las barras combustibles para la rampa de 0.11 KW/ft/hr.**

Los resultados que presenta FT2 no experimenta interacción pastilla-camisa para cualquiera de las tres diferentes rampas de potencia aplicadas a la pastilla combustible (0.11 kW/ft/hr, 0.22 kW/ft/hr, 0.33 kW/ft/hr). Por el contrario, FT1 si presenta interacción pastilla-camisa para las tres rampas analizadas. Las figuras, además muestran inicialmente una contracción cuando el combustible es fresco ocasionada por la densificación de las pastillas, para posteriormente del arranque se presenta el fenómeno de expansión térmica en las pastillas combustibles.

Finalmente, es claro que de las figuras 3-5, la razón de expansión de ambos tipos de combustible analizados no cambia drásticamente para las tres diferentes pendientes en las rampas de potencia consideradas en este estudio.

## 6. CONCLUSIONES

Los resultados muestran que FT2 no presenta interacción pastilla-camisa durante el procedimiento de preconditionado, usando las tres diferentes pendientes de las rampas de potencia consideradas en este estudio y que por el contrario FT1 si muestra la ocurrencia de contacto entre la pastilla y la camisa. Sin embargo, la potencia umbral para FT2 fue mas baja que para FT1, por lo que de esta forma no puede se puede hacer directamente una comparación del desempeño de ambas barras combustibles. Por lo que aún se hace necesario en base a los resultados, que si se tiene presencia de combustible FT1 dentro del reactor, el llevar acabo los procedimientos de preconditionado para evitar que se presente la interacción pastilla-camisa. En este sentido es necesario continuar con los estudios a mayor profundidad para tener una mayor confiabilidad en los combustibles que se introducen al núcleo del reactor.

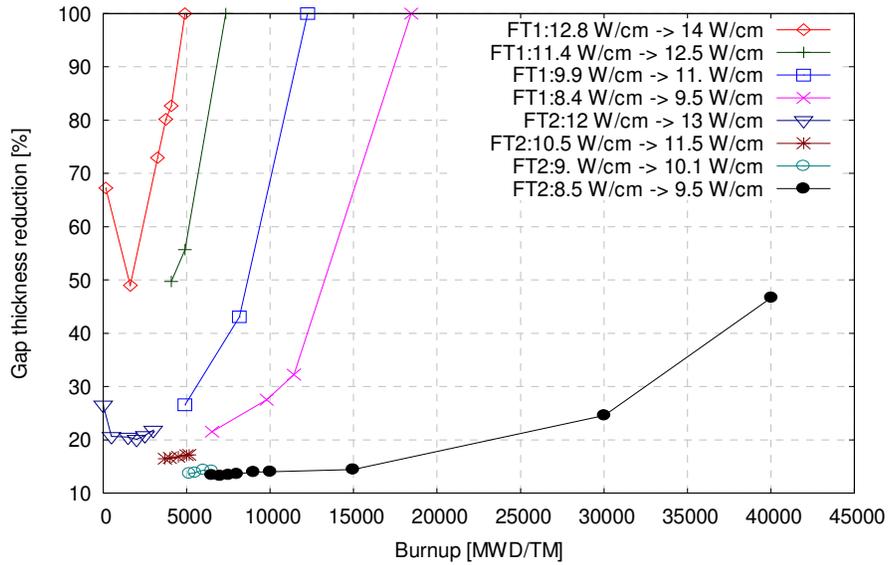


Figura 4. Comportamiento de las barras combustibles para la rampa de 0.22 KW/ft/hr.

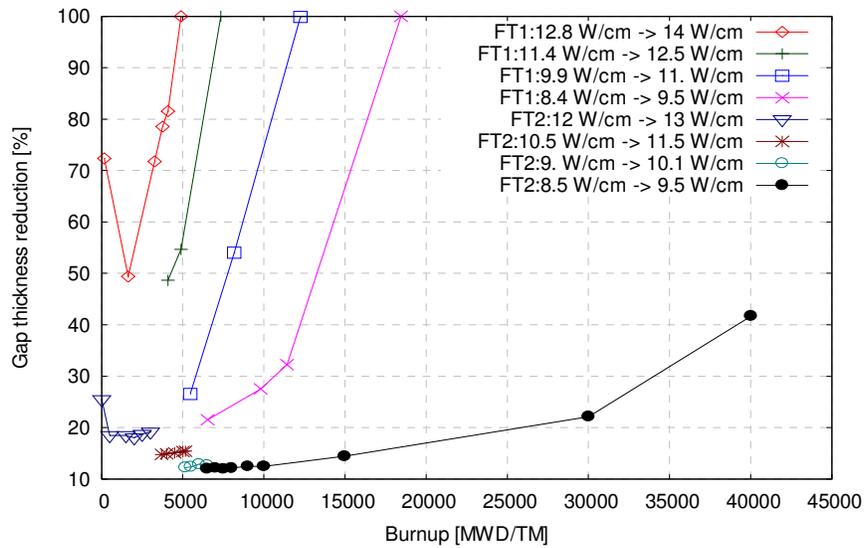


Figura 5. Comportamiento de las barras combustibles para la rampa de 0.33 KW/ft/hr.

## AGRADECIMIENTOS

Este Los autores expresan sus agradecimientos al CONACYT (SEP-46694-C01) y al ININ (CA-610) por su apoyo a la realización de este estudio.

## REFERENCIAS

1. Kurt Edsinger: *A Review of Fuel Degradation in BWRs*; 2000 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance; Park City, Utah; April 10-13, 2000.
2. NEA/Committee on the Safety of Nuclear Installations: *Fuel Safety Criteria in NEA Countries*; NEA/CSNI/R(2003)10, 2003.
3. R. Yang, O. Ozer, K. Edsinger, B. Cheng & J. Deshon; *An Integrated Approach to Maximizing Fuel Reliability*; 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance; Orlando, FL; September 19-22, 2004.
4. Michel Billaux; *Modeling Pellet-Cladding Mechanical Interaction and Application to BWR Maneuvering*; International Meeting on LWR Fuel Performance; Orlando, September 19-22, 2004.
5. M. Suzuki & H. Saitou, "Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V", JAERI-Data/Code 2001.
6. Motoyasu Kinoshita & Michio Ichikawa: *Fuel Rod Deformation Code FEMAXI-II and its Application*; Nuclear Engineering and Design **56** 49-56, 1980.
7. K. Ito, M. Ichikawa, T. Okubo & Y. Iwano: *FEMAXI-III, a Computer Code for Fuel Rod Performance Analysis*; Nuclear Engineering and Design **76** 3-11, 1983.
8. Kazuaki Yanagisawa & Hiroaki Saito: *A Study on Bamboo Ridge Deformation Induced by Pellet-Cladding Interaction*; Nuclear Engineering and Design **97** 339-346, 1986.
9. T. Nakajima: *FEMAXI-IV: a Computer Code for the Analysis of Fuel Rod Behavior under Transient Conditions*; Nuclear Engineering and Design **88** 69-84, 1985.
10. T. Nakajima & H. Saito: *A Comparison between Fission Gas Release Data FEMAXI-IV Code Calculations*; Nuclear Engineering and Design **101** 267-279, 1987.
11. Suzuki Motoe: *Analysis of High Burnup Fuel Behavior in Halden Reactor by FEMAXI-V Code*; Nuclear Engineering and Design **201** 99-106, 2000.
12. Motoe Suzuki, Hiroshi Uetsuka & Hiroaki Saitou: *Analysis of Mechanical Load on Cladding Induced by Fuel Swelling During Power Ramp in High Burn-up Rod by Fuel Performance Code FEMAXI-6*; Nuclear Engineering and Design **229** 1-14, 2004.

13. Motoe Suzuki, Hiroaki Saitou & Takamichi Iwamura: *Analysis of MOX Fuel Behavior in Reduced-Moderation Water Reactor by Fuel Performance Code FEMAXI-RM*; Nuclear Engineering and Design **227** 19-27, 2004.