

Trabajo de Fin de Máster  
Máster en Ingeniería Industrial

# VALIDACIÓN DE UN MODELO TERMO-MECÁNICO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Autor: Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor: Antonio Muñoz Blanco

Departamento de Máquinas y Motores Térmicos

Escuela Técnica-Superior de Ingeniería

Universidad de Sevilla

Sevilla, 2018





Trabajo Fin de Máster  
Máster en Ingeniería Industrial

# **VALIDACIÓN DE UN MODELO TERMO-MECÁNICO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR**

Autor:

Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor:

Antonio Muñoz Blanco  
Catedrático de Máquinas y Motores Térmicos

Departamento de Máquinas y Motores Térmicos

Sevilla, 2018

Trabajo Fin de Máster: Validación de un modelo termo-mecánico de combustible nuclear.

Autor: Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor: Antonio Muñoz Blanco

El tribunal nombrado para juzgar el Trabajo arriba indicado, compuesto por los siguientes miembros:

Presidente:

Vocales:

Secretario:

Acuerdan otorgarle la calificación de:

Sevilla, 2018

El secretario del Tribunal



## RESUMEN

La validación de las herramientas utilizadas en los análisis de seguridad de los reactores nucleares es una parte esencial de los mismos. En este *Trabajo de Fin de Máster* se realiza un estudio sobre los nuevos modelos de deformación que han sido incorporados al código termo-hidráulico *TRACE*.

Para llevar a cabo el estudio, se reproducen en este documento ciertos análisis realizados con otro código de tipo termo-mecánico en los que se aplica el cálculo de las máximas sobrepotencias térmicas (*'Thermal Over Power', TOP*) y mecánicas (*'Mechanical Over Power', MOP*) a las que se ve sometida la varilla de combustible durante los transitorios de operación previstos (*AOOs*).

En tal análisis, se seleccionan los transitorios operacionales más limitantes para el combustible estudiado desde el punto de vista de estas sobrepotencias. Se asume de esta manera, como es lógico, que dichos transitorios son más limitantes que la operación normal de la planta.

La versión del código *TRACE* utilizada para este análisis en concreto será la *v5.0patch5*, distribuida por la *NRC* en el marco de un proyecto de colaboración de varias empresas del sector.

Como conclusión final, se observa que el resultado de los análisis de las sobrepotencias térmicas y mecánicas para los transitorios más limitantes estudiados con el mencionado código *TRACE* es similar al resultado obtenido con el otro código termo-mecánico citado.

# ÍNDICE DE CONTENIDO

1.	INTRODUCCIÓN.....	10
2.	MOTIVACIÓN.....	12
2.1.	Condiciones generales de diseño.....	13
3.	DATOS DE PARTIDA.....	13
4.	MODELO DE TRACE.....	14
4.1.	Geometría.....	15
4.2.	Descripción del archivo de entrada.....	15
5.	RESULTADOS OBTENIDOS.....	17
6.	COMPARACIÓN CON OTRO CÓDIGO.....	17
7.	CONCLUSIONES.....	18
8.	REFERENCIAS.....	18

## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Esquema de un elemento combustible de un reactor BWR [1].....	10
Figura 2. Varillas de longitud parcial en un combustible de tipo BWR [1]. .....	11



## GLOSARIO DE TÉRMINOS

NRC	Nuclear Regulatory Commission
TRACE	TRAC/RELAP Advanced Computational Engine
BWR	Boiling Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
AOO	Anticipated Operational Occurrences
FLR	Full-Length Fuel Rods
PLR	Partial-Length Fuel Rods
LPLR	Long Partial Length Rods
SPLR	Short Partial Length Rods
TOP	Thermal Over-Power
MOP	Mechanical Over-Power
CFR	Code Federal Regulations
SAFDL	Specified Acceptable Fuel Design Limits
GDC	General Design Criteria

## 1. INTRODUCCIÓN.

El análisis de las sobrepotencias térmicas (*TOP*) y mecánicas (*MOP*) tratado en este *Proyecto de Fin de Máster* se realiza en particular sobre un combustible de reactor *BWR* y, concretamente, de uno fabricado por la compañía Westinghouse Electric Sweden en sus instalaciones de Västerås (Suecia).

Los resultados obtenidos en este documento han sido contrastados de manera sólida utilizando informes oficiales que trascienden a este documento por su naturaleza confidencial.

Respecto al combustible de estudio, en la figura 1 mostrada a continuación se puede ver un esquema detallado del mismo [1].

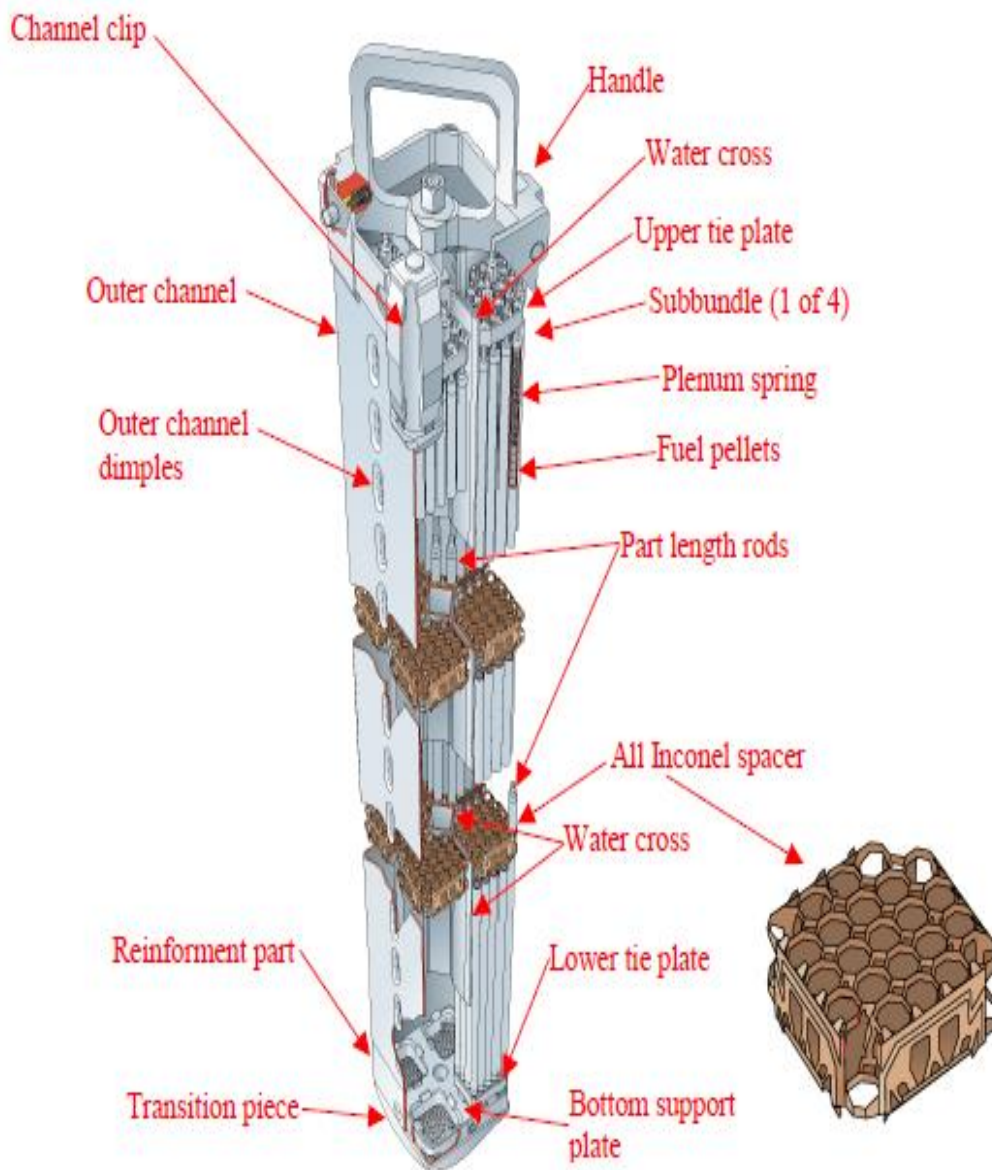


Figura 1. Esquema de un elemento combustible de un reactor BWR [1].

Pese a que se pueda llegar a pensar que la compañía Westinghouse Electric está únicamente relacionada con la tecnología nuclear de tipo *PWR* en lo que a reactores construidos actualmente se refiere, es importante mencionar que mantienen una línea importante de negocio relacionada con la tecnología de reactores de agua en ebullición.

En cuanto al combustible mostrado en la figura anterior, este se encuentra dividido en cuatro sub-elementos, los cuales se encuentran rodeados por un canal que dirige el flujo de refrigerante que lo atraviesa. Este canal cuenta con una barra de agua cuadrada en su eje central, estando la misma rodeada a su vez por cuatro barras de agua rectangulares más pequeñas cuya geometría tiene forma de aleta, dejando el resto del elemento para las vainas de combustible nuclear que le dan forma [1].

La imagen siguiente deja ver más claramente una característica importante de los elementos de combustible de tecnología *BWR*, ya que en estos se consideran varillas de longitud parcial (*PLR de dos tipos: LPLR y SPLR*) [1].

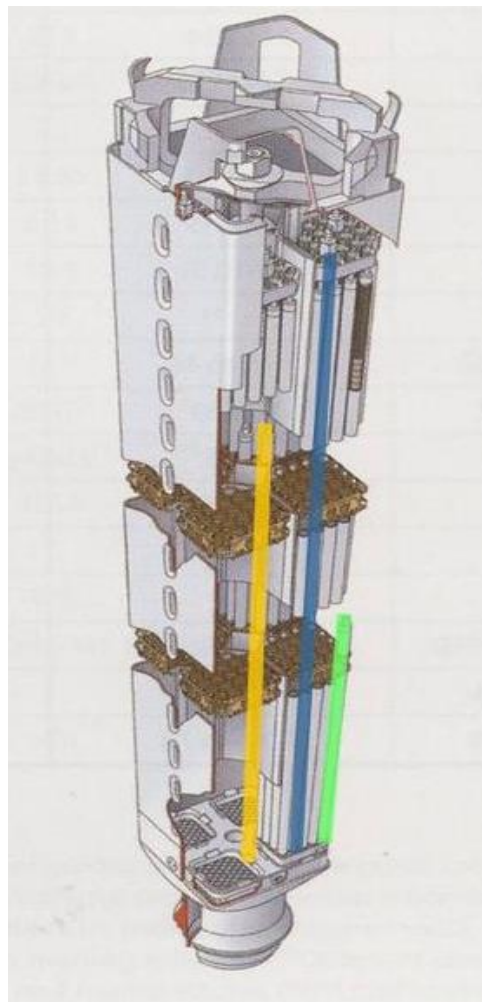


Figura 2. Varillas de longitud parcial en un combustible de tipo *BWR* [1].

Como ya es sabido, el nivel de enriquecimiento máximo de combustible en un reactor nuclear activo en la actualidad oscila entre el 4 y el 5% del isótopo  $U_{235}$ .

Yendo más allá, dicho enriquecimiento va a variar con la altura del elemento en su longitud axial, estando más enriquecido en las partes intermedias del mismo que en sus extremos.

El diseño de un núcleo se vuelve aún más complejo si cabe debido a que cada grupo de elementos de combustible (los cuales, a su vez, pueden ser de diferente diseño si el núcleo es mixto) va a tener un enriquecimiento particular y, además, dicho núcleo va a cambiar la configuración en la que estos están dispuestos con cada recarga [1].

El análisis llevado a cabo en este documento está particularizado sobre la vaina más limitante posible, ya que los resultados obtenidos en informes previos están considerados sobre esta varilla. Al estar analizando la vaina más limitante de un elemento, se están estudiando las condiciones límite de la primera varilla que fallará en un núcleo completo, por lo que se asume que el resto de vainas y elementos de combustible romperían después de esta en caso de que llegaran a hacerlo.

Finalmente, hay que tener presente en la interpretación de los resultados obtenidos en el archivo de salida de *TRACE* el hecho de que el combustible nuclear estudiado no es fresco, lo cual es muy importante.

Ello quiere decir que existirá una historia de quemado previa, un espesor de óxido sobre la varilla, cierta influencia de fenómenos como el '*creep*', el '*swelling*', etc. que habrá que tener en cuenta.

Estos parámetros se introducen como condiciones de contorno en *TRACE* a través de los resultados que se obtienen en el mencionado informe anterior. Se hablará sobre la estructura del archivo de entrada o '*input*' con mayor nivel de detalle en el apartado 4 del documento [2].

## 2. MOTIVACIÓN.

El análisis termo-mecánico de la vaina de combustible que se desarrolla en este documento tiene especial trascendencia en lo que al cumplimiento de normativa se refiere, debido a las grandes restricciones de seguridad aplicadas en cualquier ámbito relacionado con la energía nuclear. En este caso, el estudio llevado a cabo en estas líneas es un complemento del análisis de seguridad de la recarga de combustible.

Aparte de lo anterior, hay interés en promover el uso del código *TRACE*, ya que supondría un importante avance al tratarse de un código termo-hidráulico capaz de introducir modelos termo-mecánicos de deformación de vaina como ocurre en este caso. Este hecho llama especialmente la atención, porque no todos los códigos termo-hidráulicos son capaces de ello [2].

A continuación, se van a definir los criterios generales de diseño y las limitaciones que hay que respetar para que el combustible nuclear tratado sea seguro de cara a un posible licenciamiento por parte del organismo regulador competente.

## 2.1. Condiciones generales de diseño.

El apéndice A de la parte 50 del título 10 del Código Federal de Regulaciones (10CFR50) norteamericano establece los criterios generales de diseño que debe cumplir un reactor nuclear de agua ligera para garantizar que la instalación puede ser operada sin riesgo alguno para la seguridad del público [3].

El criterio general de diseño número 10 establece que el reactor y el núcleo se diseñarán con márgenes suficientes que garanticen que durante la operación normal y los transitorios operacionales esperados no se alcanzan los límites de diseño aceptables del combustible (*SAFDL*).

Para garantizar, entre otros, el cumplimiento del criterio general de diseño número 10 (*GDC10*), se indican en el apartado 4.2. del *Standard Review Plan (SRP, NUREG-0800)* los criterios de aceptación necesarios para evitar la rotura de la vaina de combustible nuclear en operación normal, ante transitorios operacionales y ante accidentes [4].

Dos de los criterios de aceptación establecidos para garantizar la integridad de la vaina durante la operación normal y durante transitorios están relacionados con el sobrecalentamiento producido en las pastillas de combustible (*criterio IV*, en [4]) y con la interacción entre dichas pastillas y la vaina (*criterio VI*, en [4]).

La verificación relacionada con la temperatura de las pastillas de combustible estará asociada a la sobrepotencia térmica (*'Thermal Over Power', TOP*), mientras que la relacionada con la deformación de la vaina será entendida como la sobrepotencia mecánica (*'Mechanical Over Power', MOP*) [4, 5].

Tradicionalmente, se ha asumido que si durante la operación normal o durante un transitorio operacional se alcanza la temperatura de fusión de las pastillas se producirá el fallo de la vaina. Por otro lado, para evitar fallos de la vaina por interacción vaina-pastilla, se ha de limitar la máxima deformación de la misma por debajo del 1%.

La cantidad de fenómenos estudiados en un análisis de este tipo podría ser mucho mayor, sin embargo, los dos aquí tratados se consideran evolutivos ya que son más limitantes que el resto por su efecto sobre la planta cuando esta se encuentra ante estos sucesos.

Estos casos críticos tratados para el análisis de seguridad del combustible son conocidos como transitorios operacionales de potencia (*AOOs*), y sobre ellos se realiza la verificación del modelo termo-mecánico aquí estudiado.

## 3. DATOS DE PARTIDA.

Como ya se ha mencionado, *TRACE* es un código termo-hidráulico que contiene módulos termo-mecánicos, los cuales le permiten hacer cálculos de deformación de la vaina de combustible que se está analizando en este proyecto.

Antes de hablar del modelo termo-mecánico basado en este código como tal, se van a comentar brevemente en este tercer apartado las condiciones de contorno aplicadas al problema.

La metodología utilizada se basa en la utilización de condiciones de contorno de informes previos tanto para el aspecto termo-mecánico como el termo-hidráulico del problema.

Se hace de esta manera a fin de validar los resultados obtenidos con *TRACE* en unas condiciones equivalentes, de cara a volver dicha comparación lo más consistente posible.

Por ello, de otros informes previos realizados regularmente con cada recarga de combustible nuclear se toman la evolución de ciertas variables relacionadas con la termo-hidráulica como la temperatura de entrada del refrigerante, el coeficiente de transferencia de calor, el caudal másico de agua que atraviesa el combustible de estudio, etc.

Respecto al ámbito termo-mecánico, se toman de otros informes también previos ciertos valores asociados a fenómenos como el '*creep*', el '*swelling*', la densificación de las pastillas de  $UO_2$ , la rugosidad de la capa de óxido que se deposita sobre el circonio de la vaina, etc.

Las condiciones de contorno para el estudio de los límites de sobrepotencia térmica (*TOP*) y mecánica (*MOP*) serán muy parecidas entre sí, pero no iguales. Por ejemplo, la evolución de las variables termo-hidráulicas del problema es la misma, mientras que las historias de potencia aplicadas sobre cada caso no lo son.

En base a ello se configura el modelo termo-mecánico de combustible aquí desarrollado, sobre el cual se habla en el siguiente apartado.

#### **4. MODELO DE TRACE.**

Los modelos termo-mecánicos de combustible nuclear de reactores tipo *BWR* desarrollados en *TRACE* son capaces de trabajar con barras de agua de geometría compleja, barras con longitud parcial o barras que tengan un contenido importante de gadolinio en función del diseño que se esté modelando [2, 6].

En este apartado cuarto se explica la estructura del archivo en el cual ha sido modelada la varilla caliente de combustible de un reactor *BWR*. Se describirán aspectos muy importantes como la geometría utilizada, las tarjetas de entrada de datos empleadas en el código o cómo se han introducido las condiciones de contorno para el análisis del problema y su posterior comparación.

#### 4.1. Geometría.

La varilla caliente del elemento combustible definido va a ser modelada con un número determinado de nodos axiales, numerando estos desde abajo hacia arriba. Hay que tener en cuenta que los primeros estarán asociados a las estructuras metálicas del diseño en su parte más baja, así como hay que considerar que los últimos van a estar relacionados con la parte más alta de la misma estructura de soporte. Se considera que estas partes meramente estructurales no van a ser generadoras de potencia térmica [2].

Hay una serie de parámetros relativos a la nodalización axial que han de ser definidos en el archivo de entrada o 'input' de *TRACE* como son la longitud axial de las celdas, las áreas de paso del flujo, los volúmenes de dichas celdas o los diámetros hidráulicos de las mismas. En la documentación estudiada existen varias premisas a tener muy en cuenta a la hora de introducir estos datos, ya que no cualquier valor es válido para que el código *TRACE* ejecute los archivos sin problema [2, 6].

Respecto a la distribución radial de los nodos, la vaina va a tener definidos una serie de nodos radiales que irán desde el centro de las pastillas de  $UO_2$  hasta la superficie exterior del 'cladding' de circonio. Los primeros nodos están asociados a diferentes radios de las pastillas de combustible o 'pellets', otros nodos se asocian al 'gap' y los últimos quedan relacionados con el 'cladding' [2, 6].

De la misma manera que se ha comentado para la estructura axial que va a tener la varilla, existen unos rangos de valores recomendados para cada nodo radial definido. Todo ello con el objetivo de que *TRACE* ejecute los archivos de manera correcta y converja a una solución sin ningún problema en la iteración [2, 6].

Es necesario resaltar la gran importancia de todos estos parámetros geométricos ya que, en caso de que la definición de la geometría de los componentes del sistema no sea coherente, esta suele ser fuente común de numerosos errores que no siempre son fáciles de solucionar [6].

#### 4.2. Descripción del archivo de entrada.

En este punto se muestra una descripción más en relación con el código como tal, con el objetivo de ayudar a interpretar el archivo de entrada o 'input' de *TRACE* que se está utilizando.

La descripción de las variables e instrucciones utilizadas para dar forma al modelo se hará en el mismo orden en el que se ha programado el 'input' ya que, al trabajar con tarjetas de entrada de datos, el orden en el que se introducen las mismas es fundamental para una correcta ejecución de los archivos [2].

En la cabecera del código se introducen las variables de tipo '*main data*'. Es la tarjeta inicial del '*input*', y contiene información acerca de los parámetros que controlan aspectos generales de la simulación.

Justo después de introducir los textos relacionados con las tarjetas de título que siguen a la tarjeta anterior, el código *TRACE* utiliza otra tarjeta denominada como '*namelist data*' para establecer parámetros globales y tarjetas que van a gobernar el comportamiento del código durante todas las simulaciones realizadas.

Hay que dar especial importancia a la utilización de la variable particular asociada al análisis detallado de combustible nuclear, ya que es una instrucción que a su vez activa otros modelos requieren datos de entrada adicionales. Estos permiten el máximo nivel de detalle en el análisis hecho con *TRACE* [2].

Al considerar un modelo detallado de combustible, ciertas opciones se activan, por lo que como ya se ha comentado el '*input*' cuenta con más variables a las que hay que dar valor antes de ejecutar el código.

Conociendo ya todas las opciones con las que permite trabajar el modelo detallado, se siguen definiendo más tarjetas presentes en el archivo de entrada.

Justo después de los '*namelist data*', las tarjetas a introducir en el '*input*' son los '*model flags*', los cuales definen aspectos específicos del problema como el número de iteraciones en el cálculo o si este se hace sobre régimen estacionario, sobre transitorio, o sobre ambos.

Justo a continuación de los '*model flags*', en el código se define el '*component input order*', que sirve para imponer la estructura según la cual se van a definir los componentes hidráulicos del sistema.

Según la estructura impuesta por las tarjetas que definen un modelo de *TRACE*, una vez que se define el orden en el que se van a introducir las variables a cada componente hidráulico del sistema, lo que sigue a continuación es definir las '*signal variable data*' o variables de señal utilizadas.

En este caso, se utilizará una única variable de señal en el modelo, la cual estará relacionada con el tiempo.

A continuación, lo que se definen son las '*general table data*' asociadas a variables de entrada que se introducen en el código con una tabla. Únicamente se va a introducir una variable de esta manera, y es el coeficiente de transferencia de calor o '*heat transfer coefficient* (*h*)' respecto al tiempo, en unidades de  $[W/(m^2 \cdot K)]$ .

Para terminar con la estructura que ha de seguir el '*input*' utilizando, mencionar el hecho de que de manera seguida a lo anterior habría que introducir las variables particulares asociadas a los componentes hidráulicos del sistema de estudio.

Con ello, se procede a comentar los resultados obtenidos en el análisis realizado con el código *TRACE* de la *NRC*.



## 5. RESULTADOS OBTENIDOS.

Una vez que el modelo termo-mecánico desarrollado con *TRACE* está completo y puede ser ejecutado sin ningún error, el código devuelve una serie de variables de salida de interés en el archivo 'output' que hay que analizar.

Según los límites definidos anteriormente en el apartado 2, las variables de mayor interés serán la máxima temperatura alcanzada en el centro de las pastillas de  $UO_2$  (*TOP*) y el valor máximo de la deformación circunferencial de la vaina de combustible (*MOP*).

Para cada caso de estudio, ya sea de *TOP* o de *MOP*, se han evaluado las variables mencionadas en el nodo más limitante de la vaina de combustible tratada.

En vista de los resultados obtenidos, se observa que se respetan tanto el límite de sobrepotencia térmica como el límite de sobrepotencia mecánica en este combustible de estudio.

Todos los valores máximos de temperatura de centro de pastilla en el nodo más limitante de la vaina se encuentran por debajo del valor de la temperatura de fusión de dichas pastillas, fijado en 2867°C. Por su parte, todos los valores máximos obtenidos de la deformación circunferencial de la vaina se encuentran por debajo del límite impuesto para la misma, que es del 1%.

Aparte de estas variables, también se analiza la evolución de otras que aparecen en el archivo de salida como la presión del 'gap', el coeficiente de transferencia de calor del gas interno de la vaina, la temperatura de centro de pastilla y su evolución con la altura axial de la vaina, la conductividad térmica de los gases de fisión inmersos en la vaina de combustible, etc.

En todas ellas se aprecia una evolución acorde con la evolución del sistema tras sufrir el transitorio que corresponde a cada caso, demostrando que la respuesta del combustible ante un suceso de este tipo es congruente.

A continuación, se comenta la comparación realizada entre los resultados obtenidos con *TRACE* en este estudio respecto a otros obtenidos en informes previos al mismo.

## 6. COMPARACIÓN CON OTRO CÓDIGO.

Se parte de que los resultados obtenidos en el informe previo respetan los límites de sobrepotencia térmica (*TOP*) y mecánica (*MOP*) definidos en el apartado número 2 del documento.

Cumpliendo la premisa de que los resultados de *TRACE* cumplen los requisitos de diseño impuestos, se procede a hacer una comparación entre los resultados obtenidos en este análisis y los obtenidos en un análisis previo con otro código.

Si se comparan la máxima temperatura de centro de pastilla y la máxima deformación circunferencial de la vaina en los nodos más limitantes de cada caso de estudio, los cuales no tienen por qué ser iguales entre *TOP* y *MOP*, se observa que la diferencia obtenida entre los resultados de *TRACE* y los resultados del análisis previo es mínima.

La evolución de las curvas obtenidas en las variables mencionadas es prácticamente la misma y, sobre todo, la diferencia en el valor máximo para cada una de las variables es prácticamente despreciable. Entre los valores obtenidos y los valores de partida del análisis realizado con otro código existe un error inferior al 1%, lo cual es una comparación muy aceptable.

## 7. CONCLUSIONES.

Según los resultados obtenidos en el apartado 5 y su posterior comparación con los resultados de otro código en el apartado 6, se puede afirmar que se ha verificado con el código *TRACE* el correcto cumplimiento de los límites del combustible tanto para sobrepotencia térmica (*TOP*) como para sobrepotencia mecánica (*MOP*) para cada uno de los casos de estudio.

Al finalizar dicha comparación de valores, se observa que los resultados obtenidos muestran un alto grado de concordancia con el estudio de referencia de utilizado.

Para terminar, como conclusión final se puede concluir la validez de los modelos de deformación de vaina incorporados a *TRACE* en su versión *v5.0patch5* respecto a los resultados de informes previos para la verificación tanto de los *TOP* como de los *MOP*.

## 8. REFERENCIAS.

- [1] Informe técnico: Weidinger, Hans G. at International Centre of Theoretical Physics, *Workshop on Modeling and Quality Control for Advanced and Innovative Fuel Technologies, 'Design and performance of PWR and BWR nuclear fuel'*, 2005.
- [2] Manual de usuario: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'TRACE V5.0 patch5 User's manual. Volume 1: Input Specification'*, 2010.
- [3] Normativa de la NRC: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'NRC, Code of Federal Regulations 10CFR50, Appendix A: General Design Criteria (GDC) for Nuclear Power Plants'*, 2017.
- [4] Normativa de la NRC: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'NUREG-0800, Standard Review Plan, 4.2. Fuel System Design'*, 2007.

[5] Normativa del CSN: *Consejo de Seguridad Nuclear de España (CSN), "Instrucción de seguridad IS-26: Requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares españolas", 2010.*

[6] Manual de usuario: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'TRACE V5.0 patch5 Theory manual. Field equations, solution methods and physical models', 2010.*

[7] Informe técnico: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'Cladding, swelling and rupture models for LOCA analysis', document ML053490337, NUREG-630, 1980.*

[8] Informe técnico: *United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 'Nuclear fuel thermal conductivity degradation', document ML091550527, Information Notice, 2009.*

