

# IMPLEMENTACIÓN DEL MODELO DE *DECAY HEAT* ANSI/ANS-5.1-2005 EN TRAC-BF1

A. Soler<sup>a</sup>, T. Barrachina<sup>a</sup>, R. Miró<sup>a</sup>, A. Concejal<sup>b</sup>, J. Melara<sup>b</sup>,  
G. Verdú<sup>a</sup>

<sup>a</sup>Instituto de Seguridad Nuclear, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)  
Universitat Politècnica de València - UPV  
Camí de Vera s/n, 46021 Valencia  
*asoler@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es*

<sup>b</sup>IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION.  
Avda. Manoteras, 20, 28050 Madrid  
*acbe@iberdrola.es, jls@iberdrola.es*

## **SINOPSIS.**

*En este artículo se muestran los resultados de la implementación del modelo de calor residual (Decay Heat) ANSI/ANS-5.1 2005 en el código termohidráulico TRAC-BF1.*

*Los modelos para el cálculo del calor residual en el código TRAC-BF1 se corresponden con el estándar ANS 1973, por defecto, y con el estándar ANS 1979, si es seleccionado por parte del usuario. Con la entrada en vigor del estándar ANS 1994 y, su posterior revisión, el estándar ANS 2005 los modelos que presenta TRAC-BF1 quedan completamente obsoletos haciendo necesaria la revisión de los mismos así como la implementación del ANSI/ANS-5.1-2005 en el código.*

*El trabajo de investigación presentado en este artículo fue realizado en dos fases. La primera presenta el estudio comparativo de los modelos de calor residual implementados en los códigos termohidráulicos TRAC-BF1, TRACE, RETRAN y RELAP5. La segunda fase consiste en la obtención del calor residual de forma analítica junto con la influencia de históricos de operación de corta duración en el cómputo total del calor residual, siendo especialmente interesante en la simulación de transitorios en el que hay generación de potencia sin inserción de barras de control.*

*Los resultados obtenidos muestran que el modelo de calor residual en el código TRAC-BF1 necesitaba ser revisado y actualizado a la norma ANSI/ANS-5.1 2005. Finalmente, se observa cómo el calor residual se ve afectado por las condiciones que se producen durante el período de tiempo tras un supuesto fallo de la señal de disparo del reactor y por lo tanto no pueden ser obviados en los análisis de seguridad nuclear.*

## **1. INTRODUCCIÓN**

El calor residual es un fenómeno extremadamente importante con efectos a largo plazo que debe de ser tenido en cuenta en el manejo del combustible gastado, el reprocesado, la gestión de residuos así como en análisis de seguridad nuclear. En el caso de que ocurriera una pérdida de refrigerante en el reactor, el calor residual es la fuente de energía con un mayor impacto en el

calentamiento del combustible. Por lo tanto, tan importante es la caracterización de la energía residual como el valor de la misma en función del tiempo una vez transcurrido el *shutdown* tal y como se describe en el presente artículo.

La cantidad de calor de desintegración presente después de la parada del reactor está directamente relacionada con los históricos de potencia de operación del mismo. En un reactor operando a máxima potencia, la tasa de calor de desintegración en el momento del *shutdown* sería equivalente al 6% de la potencia térmica total del mismo. Dicha tasa se reduce a menos del 1% cuando apenas han transcurrido 24 horas. Sin embargo, la disminución a partir de entonces es bastante pequeña y ese 1% de potencia es suficiente para originar un daño grave al núcleo ante una posible pérdida de refrigeración. Así pues, se deduce que el calor de desintegración no es independiente del tiempo y debe de eliminarse a la misma velocidad que se produce para evitar posibles daños al combustible.

Uno de los parámetros más importantes en la simulación de transitorios en reactores tipo BWR, como el transitorio de disparo de reactor sin inserción de barras de control (*Anticipated Transient without SCRAM – ATWS*) o la simulación de un accidente de caída de barra de control (*Control Rod Drop Accident – CRDA*), es el calor de desintegración debido a su influencia en el valor máximo de temperatura de vaina alcanzado. Por otro lado, los programas “best estimate” hacen uso de los mejores modelos físicos y métodos numéricos para simular el comportamiento de plantas nucleares. Es por ello que la simulación de los transitorios mencionados debe de realizarse con la mayor exactitud posible en los modelos empleados y los métodos de resolución numérica.

En este artículo se presenta la revisión del modelo que incorpora el código termohidráulico TRAC-BF1 para el cálculo del calor de desintegración y el método de resolución implementado en el mismo, con el objetivo de disponer de un código “best estimate” para la simulación de un transitorio ATWS.

## **2. ANS ESTÁNDARES Y MODELOS DE CALOR RESIDUAL EN DIFERENTES CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS**

La publicación del estándar “*American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors*” [1] por parte de la *American Nuclear Society* (ANS) vino motivado por la necesidad de evaluación del comportamiento de los reactores de fisión debido a la potencia de calor residual en los elementos combustibles. Dicha norma fue comúnmente conocida como ANS 1979 y sustituyó al borrador ANS 1971 que se encontraba vigente a dicha fecha.

El estándar ANS 1979 supuso un auténtico avance técnico y un punto de partida para el cálculo del calor residual de una forma más precisa. Entre las mejoras se incluían modelos específicos para el efecto de la captura neutrónica, se validaron nuevos tiempos de refrigeración, se consideraron explícitamente las aportaciones de los isótopos fisionables U-235, Pu-239 y U-238 y, además, se proporcionaron expresiones para la obtención del calor residual de forma analítica

donde, por primera vez, se tuvo en cuenta la aportación de 23 grupos para cada isótopo en contraposición a los 11 grupos considerados por el estándar predecesor [2].

Debido a las continuas mejoras en la precisión de los cálculos, los datos del calor de desintegración tabulados y sus incertidumbres asociadas presentados en el “*Data for Standard Decay Heat Power*” fueron reevaluados para los tres isótopos U-235, U-238, y Pu-239, y evaluados por primera vez para el isótopo Pu-241. Esto provocó la reconsideración de la validez de la norma ANS 1979 por parte de la comisión reguladora aprobando el nuevo estándar en agosto de 1994 bajo el título de “*Decay Heat Power in Light Water Reactors*” reemplazando al antiguo [1].

Tal y como ocurrió con la norma ANS 1979, la publicación de la norma ANS 1994 conllevó nuevos esfuerzos en el cálculo del calor residual que, junto con las actualizaciones en las librerías nucleares, como por ejemplo la de la librería ENDF/B-IV a la versión ENDF/B-VI, provocaron una nueva revisión del estándar por parte de la comisión reguladora. De dicha revisión surgió la norma ANS 2005 que es la que sigue actualmente en vigor [3].

En líneas generales se puede afirmar que el principal objetivo de la norma es proporcionar toda la información necesaria tanto para el diseño de reactores como para análisis de seguridad de los mismos. Así mismo, sienta las bases del cálculo del calor residual de los productos de fisión, y sus incertidumbres asociadas, en condiciones posteriores al *shutdown* en reactores de agua ligera cuyo principal material fértil es el U-235 y cuyo principal material fértil es el U-238. Las contribuciones de los nucleidos U-235, U-238, Pu-239 y Pu-241 son tenidos en cuenta explícitamente mientras que las contribuciones de otros nucleidos son añadidos a las contribuciones del U-235.

Los valores de calor de desintegración correspondientes a los distintos productos de fisión son presentados en tablas junto con sus equivalentes representaciones analíticas que son la suma de 23 términos exponenciales. Las constantes de decaimiento y energía de estos términos exponenciales se proporcionan tabuladas para los cuatro isótopos fisionables.

El estándar ANS proporciona dos métodos para el cálculo del calor residual: el primero está basado en un pulso instantáneo de fisiones mientras que el segundo método se basa en un ratio constante de fisiones durante un tiempo de operación del reactor considerado infinito ( $10^{13}$  segundos) [3]. Ambos métodos son equivalentes y proporcionan los mismos resultados. Para la contabilización del calor de desintegración en ambos métodos, la norma considera un *shutdown* instantáneo posterior a los tiempos de operación del reactor. Por último, en los datos tabulados proporcionados por la norma, no se tiene en cuenta el efecto de la captura neutrónica que tendrá que ser evaluada y justificada por parte del usuario [3].

La simulación mediante códigos termohidráulicos tiene como finalidad proporcionar comportamientos más precisos y exactos de los reactores nucleares ante diferentes escenarios. El desarrollo de un modelo termohidráulico ajustado, que incluye todos los componentes dentro de una planta nuclear, no es una tarea fácil, por lo tanto, cualquier cambio en el código empleado tiene que estar completamente justificado.

Los códigos termohidráulicos más comúnmente usados en la industria nuclear son TRAC-BF1, TRACE, RETRAN y RELAP5. La Tabla 1 describe las principales características de los diferentes códigos respecto al modelo de calor residual, la inicialización de los cálculos junto con los valores por defecto de los parámetros más importantes para la obtención del calor de desintegración en función de los históricos de operación del reactor.

Tabla 1.- Comparativa de los modelos de calor residual en diferentes códigos TH

|  | <b>TRAC-BF1</b>                           | <b>RETRAN</b>                                 | <b>TRACE</b>   | <b>RELAP5</b>  |
|--|---|---|--|--|
| ANS 1973                               | Por defecto                               |   | ✓  | Por defecto  |
| ANS 1979                               | ✓   | ✓   | Por defecto  | ✓  |
| ANS 1994                               |   |   | ✓  | ✓  |
| Captura Neutrónica                     | ✓   | ✓   | ✓  | ✓  |
| Elementos Pesados                      | ✓   | ✓   | ✓  | ✓  |
| Número de isótopos físiles por defecto | 3   | 1/3   | 3  | 3  |
| Fracciones Isótopos por defecto        | U-235=0.71<br>Pu-239=0.21<br>U-238=0.08   | U-235=1/0.98<br>Pu-239=0/0.01<br>U-238=0/0.01 | U-235=0.7<br>Pu-239=0.22<br>U-238=0.08<br>Pu-241=0.0 | U-235=0.97<br>Pu-239=0.03<br>U-238=0.0<br>Pu-241=0.0 |
| Ratio de quemado, $\Psi$ , por defecto | 3.0                                       | Inicializa G=1.0                              | 3.0  | 0.0  |
| Energía por fisión, Q, por defecto     | 200 MeV                                   | 200 MeV                                       | 200 MeV  | 200 MeV  |
| Átomos de U-239 por fisión por defecto | 1   | No  | 1  | 1  |
| Tiempo Inicialización                  | Tiempo infinito                           | Tiempo infinito                               | Derivadas a cero                                     | Derivadas a cero<br>Tiempo infinito                  |
| Método Numérico empleado               | Runge-Kutta Gill de 4° orden con 4 etapas | Runge-Kutta Cohen de 4° orden con 5 etapas    |  | Runge-Kutta Cohen de 4° orden con 5                  |

Observando la Tabla 1 se deduce, por un lado, que los modelos implementados en TRAC-BF1 para el cálculo del calor residual se corresponden con el estándar ANS 1973, por defecto, o con el estándar ANS 1979 si es seleccionado por el usuario [4] los cuales están completamente obsoletos. Así pues, la actualización de los modelos implementados está justificada. Por otro lado, todos los códigos siguen las indicaciones de la norma americana ANS pero presentan diferencias en puntos como la inicialización del calor residual y la valoración del mismo a tiempo infinito el cual es fijado por la norma en  $10^{13}$  segundos [3]. Un punto a destacar es que todos los códigos seleccionados resuelven el sistema de ecuaciones del calor de desintegración mediante el método de Runge-Kutta de 4° orden con pequeñas diferencias [4],[5],[6],[7]. Sin embargo, dicho sistema de ecuaciones podría ser resuelto de forma analítica tal y como se describe en el presente trabajo.

### 3. RESOLUCIÓN DEL SISTEMA DE ECUACIONES DEL CALOR DE DESINTEGRACIÓN DE FORMA ANALÍTICA

La Ecuación (1) nos permite obtener el calor de desintegración para cada isótopo físil  $i$  (1, 2, 3 ó 4), mediante el método de cálculo basado en un pulso instantáneo de fisiones  $f_i$  en función de los históricos de potencia del reactor  $T'$  con un tiempo total de duración  $T$  a partir del tiempo de *shutdown*  $t$  [3].

$$P'_{di}(t, T) = \int_0^T \frac{P_i(T')}{Q_i} f_i(t + T - T') dT' \quad (1)$$

Donde la expresión para  $f_i$  viene proporcionada por la norma ANS 2005 [3] siendo

$$f_i(t) = \alpha_i e^{-\lambda_i t} \quad (2)$$

Incorporando la Ecuación (2) en la Ecuación (1) se obtiene que

$$P'_{di}(t, T) = \int_0^T \frac{P_i(T')}{Q_i} \alpha_i e^{-\lambda_i(t+T)} e^{\lambda_i T'} dT' \quad (3)$$

Supongamos que en el tiempo total  $T$  ha habido  $n$  históricos de operación  $T_1, T_2, \dots, T_k, \dots, T_n$  donde:

$$\begin{aligned} T_{k-1} &= 0 \quad \text{si } k = 1 \\ T_n &= T \quad \text{si } k = n \end{aligned}$$

De esta forma, el calor residual en función de todos los históricos de operación del reactor puede obtenerse mediante la Ecuación (4)

$$P'_{di}(t, T) = \sum_{k=1}^{hist} \int_{T_{k-1}}^{T_k} \frac{P_i(T')}{Q_i} \alpha_i e^{-\lambda_i(t+T)} e^{\lambda_i T'} dT' \quad (4)$$

Sacando fuera las constantes que no dependen de los históricos e integrando la Ecuación (4) obtenemos la siguiente expresión

$$P'_{di}(t, T) = \frac{e^{-\lambda_i(t+T)}}{Q_i} \alpha_i \sum_{k=1}^{hist} \frac{P_i(T_k)}{\lambda_i} [e^{\lambda_i T_k} - e^{\lambda_i T_{k-1}}] \quad (5)$$

Finalmente, teniendo en cuenta que cada isótopo físil  $i$  presenta  $j$  grupos de energía y constantes de decaimiento, el calor residual total obtenido en función de todos los históricos de operación y de todos los isótopos físis es calculado mediante la siguiente expresión que permite la obtención del cálculo del calor de desintegración de forma analítica para condiciones de potencia al que le sigue un *shutdown*.

$$P'_d(t, T) = \sum_{k=1}^{hist} \sum_{i=1}^{nfi} \sum_{j=1}^{23} \frac{e^{-\lambda_{ij}(t+T)}}{Q_i} \alpha_{ij} \frac{P_i(T_k)}{\lambda_{ij}} [e^{\lambda_{ij}T_k} - e^{\lambda_{ij}T_{k-1}}] \quad (6)$$

donde

$P'_{di}$  es el calor residual debida al isótopo  $i$  sin el efecto de la captura neutrónica

$P'_d$  es el calor residual debido a todos los isótopos físis sin el efecto de la captura neutrónica

$P_i$  es la fracción de potencia debida al isótopo  $i$  durante el periodo  $k$

$Q_i$  es la energía liberada por fisión del isótopo  $i$

$\alpha_{ij}$  es la energía para cada grupo  $j$  correspondiente al isótopo  $i$

$\lambda_{ij}$  es la constante de decaimiento para cada grupo  $j$  correspondiente al isótopo  $i$

$nfi$  es el número total de físis

$hist$  es el número de historias de operación del reactor

$T_k$  es la duración del periodo  $k$

$T$  es la duración total de todos los periodos  $k$

$t$  es el tiempo transcurrido desde la parada del reactor o shutdown

#### 4. ESTUDIO DEL IMPACTO EN EL CALOR RESIDUAL DE DIFERENTES CONDICIONES DE OPERACIÓN Y CÁLCULO

Se han analizado diferentes condiciones de operación utilizando distintos métodos de resolución para evaluar el impacto en el calor residual de los históricos del reactor. Las diferentes condiciones de cálculo analizadas hacen referencia a los históricos de operación del reactor, los estándares seleccionados y los métodos de resolución numérica empleados.

Las condiciones de operación de los distintos casos simulados son:

- **Caso 1 - Caso referencia:** 2 años de operación al 100% de potencia + disparo
- **Caso 2:** 2 Años de operación al 100% de potencia + transitorio de 150 segundos al 150% de potencia nominal + disparo
- **Caso 3:** 2 Años de operación al 100% de potencia + transitorio de 2 segundos al 350% de potencia nominal + disparo
- **Caso 4:** 2 años de operación al 100% de potencia + transitorio de 150 segundos al 50 % de potencia nominal + disparo

Todos los cálculos se han realizado teniendo en cuenta que la aportación del U-235 supone el 100% del total de las fracciones de los isótopos siguiendo las recomendaciones de la *American Nuclear Regulatory Commission* (NRC) en la revisión de la norma 10 CFR 50.46 [8].

#### 4.1 Impacto de los estándares considerados en el calor residual

La revisión de los códigos (ver Tabla 1) muestra que TRAC-BF1 tiene implementado el modelo de calor residual correspondiente al estándar ANS 79 mientras que códigos como TRACE o RELAP5 tienen disponible la opción de la selección del estándar ANS 94. Los estándares ANS 94 y ANS 2005 presentan los mismos los valores tabulados de energía y constantes de desintegración para los distintos nucleidos físis considerados [1],[3]. Sin embargo, estos dos estándares presentan diferencias sustanciales en dichos valores tabulados con respecto al estándar ANS 79, por lo tanto, el estudio del impacto de las diferentes normas en la obtención del calor residual debe de ser el paso previo a la actualización de la norma.

Las Figuras 1 y 2 muestran los valores de calor residual obtenidos a diferentes tiempos después del disparo empleando los estándares ANS 79 y ANS 2005 para los cuatro casos considerados. Nótese que en las Figuras 1, 2 y 3, el eje de ordenadas representa el calor residual dividido por la potencia total siendo adimensional al representar una fracción de la potencia total tal y como está indicado en la norma [3].

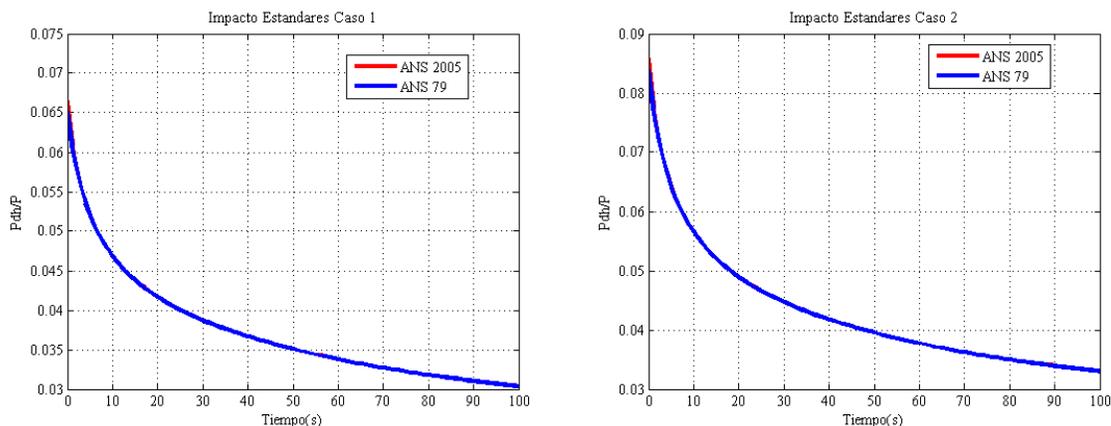


Figura 1: Impacto de los estándares para los casos 1 y 2.

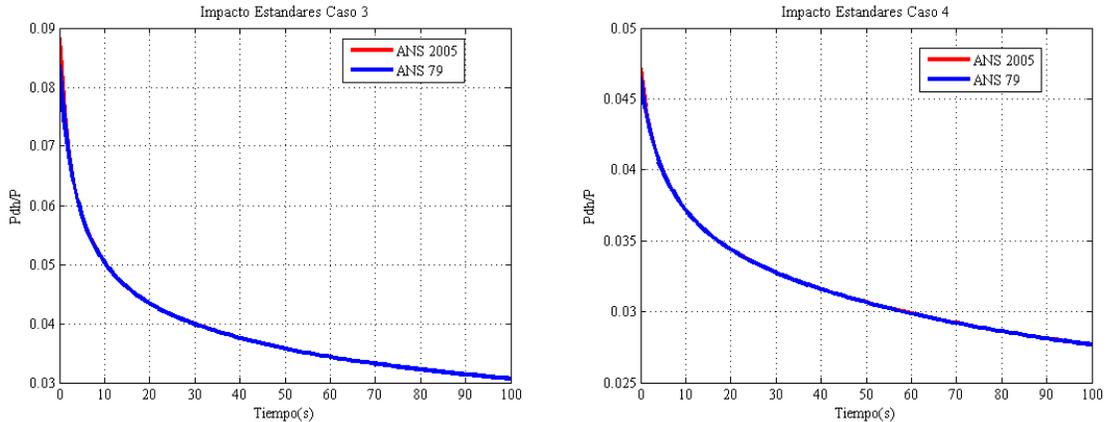


Figura 2: Impacto de los estándares para los casos 3 y 4.

Se puede observar que el calor residual obtenido usando la norma ANS 2005 es superior al obtenido por la norma ANS 79 en el momento del *shutdown*. Sin embargo, durante el decaimiento del calor residual, los valores obtenidos empleando ambas normas presentan unas desviaciones mínimas. Esta tendencia se mantiene en todos los casos como puede comprobarse en las figuras anteriores. En conclusión, podemos afirmar que la norma ANS 2005 proporciona valores de calor residual más “best estimate” que su predecesora y la actualización del estándar en el código TRAC-BF1 es necesario.

#### 4.2 Impacto de diferentes métodos de resolución numérica en el calor residual

Se dice que un método de integración numérica es estable si los efectos de los errores locales no se acumulan, es decir, si el error global permanece dentro de unos límites. Si el método es inestable, el error global se incrementará exponencialmente. La estabilidad se determina según tres factores: las ecuaciones diferenciales, el método de resolución y el valor del paso de tiempo del método de resolución  $\Delta t$ . TRAC-BF1 resuelve la ecuación de la potencia residual mediante el método diferencial de 4º orden en 4 etapas de Runge-Kutta-Gill. El principal inconveniente de este método es que no proporciona por sí mismo una estimación del error de truncamiento y se debe estimar el valor del tamaño del paso de tiempo  $\Delta t$  o determinarlo mediante prueba-error.

El desarrollo de la solución analítica de las ecuaciones que gobiernan el cálculo de la potencia residual permite el estudio del impacto de diferentes métodos numéricos para estudiar la posibilidad de sustituir el método Runge-Kutta-Gill por el método analítico en TRAC-BF1. Los métodos seleccionados son la resolución analítica, la resolución cuasi-analítica, el método diferencial ODE de 2º orden y el método diferencial ODE de 4º orden. Todos los casos simulados han sido resueltos para los 4 diferentes métodos numéricos a través de la herramienta

matemática MATLAB®. El impacto se ha evaluado únicamente con el estándar ANS 2005 al proporcionar los valores más “best estimate” como se ha demostrado en la influencia de los estándares.

Tabla 2.- Impacto de los métodos de resolución numérica en el calor residual

| <b>ANS 2005</b> | <b>Analítica</b> | <b>ODE-23</b> | <b>ODE-45</b> | <b>Cuasi-analítico</b> |
|-----------------|------------------|---------------|---------------|------------------------|
| <b>Caso 1</b>   | 0.066577434      | 0.066577434   | 0.066577434   | 0.066577434            |
| <b>Caso 2</b>   | 0.085948848      | 0.085951258   | 0.085948523   | 0.085948848            |
| <b>Caso 3</b>   | 0.088397834      | 0.088402249   | 0.088397834   | 0.088397834            |
| <b>Caso 4</b>   | 0.047206020      | 0.047203804   | 0.047206068   | 0.047206020            |

Los valores de potencia residual obtenidos en cada caso empleando los diferentes métodos de cálculo son mostrados en la Tabla 2. Es apreciable que, para cada uno de los casos simulados, los 4 métodos de resolución numérica proporcionan prácticamente el mismo valor de calor residual. Este hecho confirma que seleccionar la implementación de la solución analítica en el código TRAC-BF1 sustituyendo al actual método de Runge-Kutta modificado por Gill de 4° orden es factible además de recomendable.

### **4.3 Impacto de las historias de operación del reactor en el calor residual**

Por último se ha realizado el estudio del impacto de las historias de operación del reactor. Debido a que todos los casos simulados presentan un histórico en común de 2 años de duración al 100% de la potencia nominal, el caso 1 es considerado el caso de referencia.

Si observamos con detenimiento los casos 2, 3 y 4 se puede apreciar que todos ellos presentan un transitorio, al que denominaremos segundo histórico, de una duración muy corta en el que ocurre un cambio importante en la potencia de operación. El caso más extremo es el del caso 3 en el que la duración del segundo histórico es de apenas 2 segundos mientras que el del primer histórico es de 2 años. A priori, podríamos suponer que la aportación del segundo histórico al calor residual total es despreciable en comparación con el primer histórico de dos años. La siguiente gráfica presenta los resultados de la simulación de los diferentes casos y puede apreciarse con claridad cómo las variaciones de potencia (tanto incrementos como decrementos) afectan al calor residual independientemente de la duración de dicha variación.

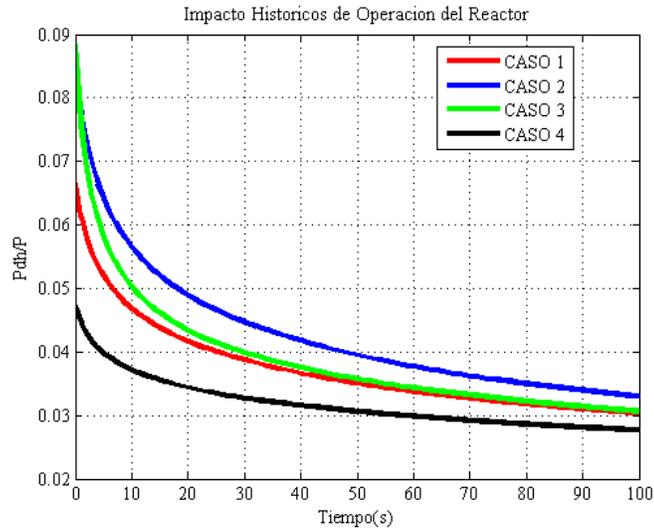


Figura 3: Impacto de los históricos de operación del reactor.

La Figura 3 muestra que para el caso de referencia, caso 1, el calor residual presente en el momento del disparo (Tiempo = 0 segundos) es de 0.067 lo que equivale al 6.7% de la potencia total de operación del reactor.

Los casos 2 y 3 presentan un calor residual mayor que el obtenido en el caso de referencia pues el segundo histórico, en ambos casos, conlleva un aumento de la potencia de operación del reactor. El incremento en el calor residual obtenido se debe a que al comienzo del segundo histórico, el calor residual presente supone el 6.7% de la potencia (igual al caso de referencia) y durante el transitorio de potencia (segundo histórico) se produce, por un lado, un decaimiento del calor residual ya presente y, por otro lado, un nuevo calor residual provocado por el aumento de potencia en dicho período de forma que el calor total es la acumulación de ambos. Como el transitorio tiene una duración corta, el decaimiento del calor residual inicial es pequeño, y como además el aumento de potencia no es despreciable, el calor residual asociado a dicho transitorio es elevado. Ambas acciones provocan que el calor residual para los casos 2 y 3 sean de 8.6% y 8.8% respectivamente, lo que implica un aumento considerable del calor residual con respecto al caso de referencia. De forma análoga, el caso 4 presenta un calor residual menor ya que en su segundo histórico se producía una disminución de la potencia del 50%.

## 5. CONCLUSIONES

Los modelos de cálculo del calor residual disponibles en el código termohidráulico TRAC-BF1 necesitaban una actualización ya que correspondían a estándares totalmente obsoletos.

En el estudio comparativo de los modelos de calor residual implementados en los códigos TRAC-BF1, TRACE, RETRAN y RELAP5 se observó que todos los códigos siguen las indicaciones de la norma americana ANS pero presentan diferencias en puntos como la

inicialización del calor residual, la valoración del mismo a tiempo infinito o los métodos de resolución numérica empleados. Así mismo, se muestra que no hay un acuerdo global en algunos parámetros ciertamente influyentes en la obtención del calor residual. El modelo de calor residual implementado en TRAC-BF1 se ha realizado siguiendo las aproximaciones recomendadas por la *American Nuclear Regulatory Commission* (NRC) [8].

Del estudio del impacto de diferentes condiciones de operación y de cálculos se pueden extraer las siguientes conclusiones: El calor residual obtenido para cada caso depende del estándar empleado para su cálculo ya que, como se pudo comprobar, la norma ANS 2005 proporciona valores de calor residual más “best estimate” que la norma ANS 79. La resolución analítica proporciona los mismos resultados que el método Runge-Kutta 4° orden que tiene TRAC-BF1 implementado de modo que se puede producir la sustitución del método diferencial en el código y así obtener la solución exacta del problema. Finalmente, las diferentes condiciones de operación del reactor, aun cuando los transitorios sean de corta duración, presentan un alto impacto y por lo tanto no pueden ser despreciados para el cómputo global del calor residual en los análisis de seguridad.

## REFERENCIAS

- [1] ANSI/ANS- 5.1-1994: Decay Heat Power in Light Water Reactors. American Nuclear Society, 1994.
- [2] Proposed ANS Standard, Approved by Subcommittee ANS-5, October 1971, Revised October 1973: Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors.
- [3] ANSI/ANS- 5.1-2005: Decay Heat Power in Light Water Reactors. American Nuclear Society. 2005
- [4] TRAC-BF1: An advanced best-estimate computer program for BWR accident analysis. NUREG/CR-4356. vol. 2. 1992.
- [5] The RELAP5 Code Development Team (2001). RELAP5-3D Code Manual Volume 1: Code Structure, System Models and Solution Methods.
- [6] US NRC (2007): TRACE V5.0 Theory Manual – Field Equations, Solution Methods and Physical Models.
- [7] RETRAN-3D: A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems. Volume 1: Theory and Numerics (2011)
- [8] Thadani, Ashok C.,” Research Information Letter 0202, Revision of 10 CFR 50.46 and Appendix K”, Nuclear Regulatory Commission.