

# **Tercer Ejercicio. Seguridad Nuclear**

## **Tema 3.A.6**

### **Cálculos de criticidad.**

#### **Determinación del Factor Efectivo de Multiplicación.**

#### **Análisis de piscinas de almacenamiento y fábricas de combustible**

##### **I. Cálculos de criticidad. Aspectos generales**

##### **II. Determinación de la constante de multiplicación efectiva: códigos y métodos de análisis de criticidad**

- II.1. Métodos simplificados
- II.2. Métodos detallados
- II.3. Validación de códigos
- II.4. Análisis de seguridad. Generalidades

##### **III. Análisis de piscinas de almacenamiento de combustible**

- III.1. Normativa aplicable
- III.2. Análisis de instalaciones de almacenamiento de combustible fresco
- III.3. Análisis de bastidores de almacenamiento de combustible gastado

##### **IV. Análisis de criticidad de fábricas de combustible**

- IV.1. Normativa
- IV.2. Métodos de análisis
- IV.3. Análisis de criticidad
- IV.4. Seguridad frente a criticidad

##### **V. Bibliografía**

## Resumen ejecutivo

En este tema se proporcionan las bases técnicas generales del control de la criticidad, detallando los aspectos más destacables en relación con los almacenamientos de combustible y las instalaciones de fabricación. Partiendo de las magnitudes físicas básicas, se revisan los métodos de cálculo más utilizados y las condiciones de contorno que es preciso tener en cuenta para asegurar el conservadurismo de los análisis.

En el caso de los almacenamientos de combustible fresco y gastado, se exponen los requisitos normativos y se detallan los aspectos generales de las metodologías de análisis de seguridad que se aplican. Se incluye una pequeña revisión de los análisis de criticidad con crédito al quemado del combustible.

Para las instalaciones de fabricación, se destacan las diferencias en los métodos y metodologías de análisis respecto al caso de almacenamiento de combustible. La especificidad de las instalaciones de fabricación se demuestra de forma práctica mediante ejemplos.

## Relación con otros temas

### *Primer ejercicio, parte B:*

1. Reacciones nucleares. Radiactividad artificial. Estructura nuclear. Fuerzas nucleares. Estabilidad nuclear.
2. Esquemas de desintegración radiactiva. Interacción de partículas cargadas y radiaciones con la materia. Detección de partículas y radiaciones.
3. Neutrones. Interacción de los neutrones con la materia. Secciones eficaces de las reacciones neutrónicas. Fisión nuclear. Difusión y moderación de neutrones.
4. Cinética y control de reactores nucleares. Reactividad. Coeficientes de realimentación.
6. Combustibles nucleares. Tipos. Propiedades. Diseño. Materiales. Evolución isotópica. Quemado.

### *Tercer ejercicio, parte B:*

10. Teorías de la Difusión y del Transporte de Neutrones. Cinética puntual. Coeficientes de reactividad y parámetros cinéticos. Evaluación del grado de quemado.
33. Gestión del combustible irradiado. Métodos de almacenamiento a corto, medio y largo plazo. Estudios de seguridad asociados.

## I. Cálculos de criticidad. Aspectos generales

El Criterio General de Diseño 62 contenido en el Apéndice A de la parte 50 del título 10 del Código de Reglas Federales (10CFR50) de EE.UU. dice lo siguiente: *“Deberá evitarse la criticidad en sistemas de almacenamiento y manejo de combustible mediante sistemas o procesos físicos, preferiblemente mediante el uso de configuraciones seguras”*.

El concepto exigido en este criterio, en este caso referido al almacenamiento y manejo de combustible en centrales nucleares, se corresponde con lo que se denomina el “control de criticidad”, que con carácter general se entiende como el conjunto de métodos técnicos y administrativos que se aplican a los equipos y procesos para evitar llegar a una situación de criticidad. El concepto más amplio de “seguridad frente a criticidad”, además de incluir el control de criticidad, garantiza que las consecuencias de una situación crítica accidental se palian mediante medidas protectoras sobre personas o equipos. Es evidente que en este concepto no solo intervienen aspectos como la física de los neutrones y la ingeniería (diseño) de la instalación nuclear, sino también aspectos administrativos. El alcance de este tema se limita al control de criticidad.

Los cálculos de criticidad tienen como objetivo demostrar la imposibilidad de que en cualquier equipo o sistema pueda originarse una condición de criticidad, es decir, que se alcance un estado en el que la reacción de fisión en cadena pueda automantenerse dentro del material fisionable exclusivamente a base de los neutrones que se producen en la propia fisión. En caso de no ser así, los cálculos deberán determinar las condiciones de operación y los parámetros físicos que es preciso limitar para conseguir mantener una situación subcrítica, o bien ayudar a determinar la modificación de diseño que debe introducirse en el sistema para conseguirla.

Los neutrones producidos por fisión dentro de un material fisible pueden producir nuevas fisiones, o bien pueden desaparecer del sistema por diversas razones:

- NK Fuga del sistema, cuando los neutrones escapan del material fisible.
- OK Reacciones de captura neutrónica en el material fisionable sin producir fisión, por ejemplo en el U-238 o en los isótopos pares del Plutonio.
- PK Absorción neutrónica en los materiales estructurales presentes en el sistema.
- QK Absorción neutrónica en los materiales absorbentes incluidos en el diseño del sistema (chapas de gadolinio en contenedores, revestimientos de boro o cadmio, etc.). Estos materiales se denominan venenos neutrónicos.

El parámetro que se utiliza para conocer si un medio material de dimensiones infinitas se encuentra próximo a la condición crítica es la constante de multiplicación infinita ( $k$ ), que se define como el cociente entre el número de neutrones de dos generaciones neutrónicas sucesivas:

$$k_{\infty} = \text{neutrones en generación N} / \text{neutrones en generación N-1}$$

Esta definición equivale a hacer un balance entre los neutrones que se generan en el material fisible y los que desaparecen del sistema. Además, al tratarse de un medio de dimensiones infinitas, no existen fugas de neutrones del sistema, por lo que los neutrones solamente pueden desaparecer del mismo por los mecanismos de absorción que se han citado:

$$k_{\infty} = \text{neutrones producidos} / \text{neutrones absorbidos}$$

En la práctica, el medio en el cual tiene lugar la reacción en cadena es de dimensiones finitas (núcleo del reactor, almacenamientos de combustible, contenedores de almacenamiento, etc.). En este caso al cociente entre los números de neutrones de dos generaciones sucesivas se le denomina constante de multiplicación efectiva ( $k_{ef}$ ). La única diferencia entre ambas es la existencia de fugas neutrónicas:

$$k_{ef} = \text{neutrones producidos} / (\text{neutrones fugados} + \text{neutrones absorbidos})$$

En función de este balance, cuya determinación es el objetivo del cálculo de criticidad, sabremos si la reacción en cadena de nuestro sistema es subcrítica ( $k < 1$ ), estable ( $k = 1$ ) o supercrítica ( $k > 1$ ), pues a pesar de la pérdida de neutrones por los mecanismos citados, la producción neutrónica por fisión puede superar a las pérdidas totales en el sistema.

A partir del concepto de constante de multiplicación efectiva, se define el de reactividad como el cociente:

$$\rho = (k-1)/k$$

La reactividad es igualmente una medida del grado de subcriticidad del sistema, correspondiendo la reactividad nula al estado crítico ( $k = 1$ ), la negativa al estado subcrítico y la positiva al supercrítico. Se trata de un parámetro muy utilizado para describir el estado del núcleo de los reactores, en los que la dinámica neutrónica hace que la constante de multiplicación cambie con el tiempo, pero que raramente se utiliza en los análisis de criticidad.

La realización del balance neutrónico, es decir, el cálculo del factor efectivo de multiplicación, es lo que se denomina cálculo de criticidad, y requiere la descripción detallada del sistema en lo referente tanto a geometría como a materiales.

## II.Determinación de la constante de multiplicación efectiva: códigos y métodos de análisis de criticidad

El análisis de criticidad de un sistema puede basarse en el uso adecuado de datos experimentales que se hayan obtenido en sistemas con características y en condiciones similares a las del sistema de interés. En ausencia de datos experimentales para establecer las condiciones de criticidad para un sistema determinado, es necesario recurrir a un método de cálculo que reproduzca los efectos de todos los procesos neutrónicos que ocurren en el sistema real. Los métodos con esta capacidad, aunque conceptualmente sencillos, son numéricamente complicados, por lo que requieren una elevada capacidad de cálculo. Ello hace que se recurra en ocasiones (sobre todo en el pasado) al uso de métodos de cálculo simplificados, frente a los más detallados.

### II.1.Métodos simplificados

Los métodos simplificados son, en general, poco precisos, pero proporcionan resultados conservadores, y permiten resolver problemas en geometrías complejas de forma simple. Ello hace que todavía sigan utilizándose para analizar determinadas situaciones en, por ejemplo, fábricas de combustible. Los métodos más utilizados son los siguientes:

*Método del “buckling”.* Está basado en conceptos de la teoría de la difusión, en la que se definen dos “buckling”:

- “Buckling” geométrico, que está relacionado con las fugas neutrónicas del sistema (y por tanto con su geometría).
- “Buckling” material, que depende de la composición material y del grado de moderación del sistema.

Puede demostrarse que si los dos “buckling” de un sistema son iguales, entonces éste es justamente crítico ( $k = 1$ ). Como consecuencia, si dos sistemas con el mismo “buckling” material tienen el mismo “buckling” geométrico, entonces su reactividad será la misma, lo que permite establecer dimensiones de reactividad equivalente aunque su geometría sea diferente. El análisis de un sistema concreto se realiza por comparación del mismo con un sistema que tenga el mismo “buckling” material y de dimensiones críticas.

*Método de la densidad superficial.* Este método es válido para determinar la distancia mínima a que pueden situarse unidades de material fisible que sean iguales entre sí (por ejemplo, en un almacén de bidones de polvo de  $\text{UO}_2$ ). El método consiste en comparar la densidad superficial que se obtendría al disponer todo el material fisible en la superficie ocupada por las unidades con la de una lámina crítica infinita del mismo material. Si se obtiene una densidad superior, es preciso aumentar la distancia entre equipos.

*Método del ángulo sólido.* Se utiliza para analizar el efecto de las interacciones neutrónicas entre sistemas diferentes, y se basa en que la multiplicación neutrónica en un equipo aumenta por la presencia de sus vecinos de forma proporcional al ángulo sólido que éstos subtenden sobre él. La reactividad se acota, por tanto, limitando el ángulo sólido máximo subtendido. Tiene unas limitaciones de aplicabilidad bastante notables, por lo que es preciso manejarlo con cuidado.

## II.2.Métodos detallados

Las dos aproximaciones generales al cálculo de criticidad son la Teoría de la difusión y la Teoría del Transporte. La primera se utiliza extensivamente en aplicaciones que reproducen situaciones en el reactor, y se basa en relacionar una cantidad llamada “buckling” ( $B^2$ ) con las fugas neutrónicas y con las dimensiones y composición del material fisible.. El “buckling” material es una función de la composición, mientras que el “buckling” geométrico depende de las dimensiones del sistema. Si estas dos magnitudes son iguales, el sistema es justamente crítico. Si el “buckling” geométrico es mayor, el sistema es subcrítico, porque la geometría es tal que las fugas neutrónicas son superiores a las correspondientes al estado crítico, y a la inversa. En general, la teoría tiende a sobrepredecir las dimensiones críticas, por lo que es necesario introducir correcciones.

La teoría de difusión neutrónica presenta limitaciones para el cálculo de criticidad, tanto geométricas como relativas al tratamiento de las heterogeneidades materiales de un sistema. Es por tanto la resolución de la ecuación de transporte de Boltzmann, (en la que se formaliza que el número de neutrones es igual a la producción neutrónica por fisión menos las fugas y las pérdidas por absorción en el medio material) el fundamento de todos los métodos de cálculo utilizados en la actualidad.

En la ecuación de Boltzmann se caracteriza cada neutrón de manera individual mediante 7 variables: posición en el espacio  $\mathbf{r}$  (3 variables), dirección de su movimiento  $\Omega$  (2 variables), energía cinética  $\mathbf{E}$  y tiempo  $\mathbf{t}$  en el que el neutrón está en posición  $\mathbf{r}$ , moviéndose en dirección  $\Omega$  con energía  $\mathbf{E}$ . La resolución de la ecuación proporciona una descripción completa de todos los neutrones dentro de un sistema dado.

En principio, tras introducir las secciones eficaces de fisión, captura y absorción adecuadas de todos los materiales que integran el sistema, y la descripción geométrica del mismo, la ecuación podría resolverse utilizando los métodos numéricos adecuados. Sin embargo, y debido a la extrema complejidad de las secciones eficaces y de las geometrías de la mayoría de los sistemas reales, esta aproximación es poco práctica. Incluso con los actuales métodos computacionales de elevada velocidad es necesario introducir algunas simplificaciones y aproximaciones para resolverla:

- Se elimina la dependencia temporal, es decir, se realiza un cálculo estacionario. Ello no significa una limitación, puesto que se desea conocer el grado de subcriticidad del sistema en una condición de contorno determinada, y no la evolución dinámica que sigue la neutrónica del sistema antes y después de estar en esas condiciones.
- La ecuación se resuelve en multigrupos: los neutrones se clasifican atendiendo a su energía, y se agrupan aquellos cuya energía cae dentro de un intervalo concreto. Ello obliga a dividir las secciones eficaces en los mismos intervalos (grupos) de energía.

La teoría del transporte puede aplicarse mediante dos formulaciones diferentes: el método de ordenadas discretas, en el que la dependencia del flujo neutrónico con la dirección se divide también en grupos, y el método de Monte Carlo en el que cada neutrón se trata de manera individual y se sigue la historia de un número suficiente de ellos. Este último es el más utilizado.

El método de Monte Carlo es de carácter estadístico, y en él cada neutrón se trata de forma individual. El proceso de modelación comienza con una determinada distribución de neutrones producidos por fisión en el material fisible. Cada neutrón interacciona con los restantes núcleos del material de forma aleatoria, aunque obedeciendo las leyes fundamentales de la probabilidad. La probabilidad de que el neutrón produzca un determinado suceso (fisión, absorción, scattering, fuga,...) se determina a partir de las secciones eficaces, los recorridos libres medios, las distribuciones de scattering y los espectros de energía. Con esta base se desarrolla un modelo que es capaz de “seguir” la vida del neutrón a través del medio, de manera que el resultado de cada evento es impredecible, puesto que responde a un proceso equivalente a elegir un número aleatorio. Si se sigue la vida de un número suficiente de neutrones, se obtiene una buena aproximación al comportamiento del sistema.

Se enumeran a continuación los códigos de cálculo más utilizados, todos ellos basados en la resolución de la ecuación de transporte de Boltzman con las aproximaciones anteriormente descritas:

- CASMO: código de celda combustible, bidimensional.
- KENO5a: tres dimensiones, método de Monte Carlo. Seguramente el más utilizado.
- MCNP: tres dimensiones, método de Monte Carlo.
- PHOENIX-P: dos dimensiones, método de ordenadas discretas.
- MONK6B: tres dimensiones, método de Montecarlo.
- DOT: dos dimensiones, ordenadas discretas.

Las librerías básicas de secciones eficaces son las siguientes: ENDF (Evaluated Nuclear Data File, USA), JEF (Joint European File), JENDL (Japan Evaluated Nuclear Data Library) y la UKNDL (United Kingdom Nuclear Data Library). La manipulación de estas librerías, que son enormemente detalladas en cuanto a número de grupos de energía (por ejemplo, UKNDL tiene 8220

grupos), da lugar a una gran variedad de librerías de secciones eficaces, entre las que se incluyen por ejemplo las de 27, 45, 123 y 218 grupos de energía del sistema SCALE desarrolladas en ORNL (Laboratorio Nacional de Oak Ridge) a partir de ENDF.

### II.3. Validación de códigos

Todos los códigos que se utilizan para determinar el valor de la constante de multiplicación efectiva, junto a la librería de datos nucleares asociada, presentan una desviación respecto a los valores medidos experimentalmente. Pero, adicionalmente, dependiendo del método de resolución de la ecuación de transporte que se utilice, se puede encontrar que esta desviación es dependiente del ordenador en que se realice el cálculo.

El primer caso es el de los códigos de carácter determinista como CASMO. En estos códigos solamente es necesario verificar que la instalación del código en el ordenador se ha realizado de forma correcta mediante la ejecución de los casos ejemplo facilitados por el suministrador, porque el resultado de dichos casos va a ser siempre el mismo cualquiera que sea la plataforma que se utilice. El caso contrario corresponde por ejemplo a los códigos basados en el método de Monte Carlo. Estos códigos hacen uso de subrutinas de cálculo propias del sistema operativo en el que se instala, y los resultados que se obtienen son dependientes de la plataforma.

Como consecuencia, y con carácter general, los métodos de análisis de criticidad y las librerías de datos nucleares utilizadas deberán ser validados por la organización que realiza los análisis. Esta validación consiste en la modelación de un número suficiente de experimentos críticos, es decir, de sistemas experimentales en los que  $k = 1$ . Para cada experimento modelado, el código determinará un valor de la constante de multiplicación efectiva que será ligeramente distinto de la unidad. El objetivo del proceso de validación es establecer cual es el sesgo (bias) del código respecto a los resultados experimentales. Este sesgo se define como la media de las diferencias en la constante de multiplicación efectiva obtenidas entre cada cálculo y el experimento correspondiente, calculada con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95% y considerada siempre del lado conservador (los sesgos que tienden al reducir el valor calculado por el código no se tienen en cuenta). De esta forma, el valor real de la constante de multiplicación efectiva pasará a ser:

$$k_{ef} = k \text{ (calculada por el código)} + \Delta k \text{ (bias)}$$

Donde  $\Delta k$  (bias) es el sesgo en reactividad propio de la metodología de análisis, y se ha supuesto que el valor de  $k$  calculado por el código ya incluye todas las incertidumbres tanto de diseño como de cálculo con el nivel de probabilidad y de confianza antes citado.



La elección de los experimentos críticos que deben modelarse, de entre todos los disponibles en la literatura, es un aspecto crucial del proceso de validación. El conjunto de experimentos seleccionado deberá incluir en la medida de lo posible configuraciones de características lo más parecidas posible a las del sistema que se pretende analizar. De forma especial, deben tenerse en cuenta los siguientes aspectos o parámetros del sistema:

- Configuración geométrica del material fisible en el sistema (en forma de elementos combustibles, de varillas sueltas, bidones de polvo,...)
- Enriquecimiento del material fisible
- Grado de moderación del sistema, en particular presencia o no de agua o compuestos hidrogenados
- Presencia de absorbentes neutrónicos como gadolinio, boro o cadmio en el sistema (por ejemplo, el acero borado que se incluye en la estructura de los bastidores de la mayoría de los almacenamientos o las chapas con gadolinio que se utilizan en algunos contenedores de transporte).
- Presencia de boro disuelto en el moderador (por ejemplo, en las piscinas de combustible gastado de los reactores PWR).

En algunos casos es posible encontrar que el sesgo del código varía al modificar alguno de estos parámetros, en particular en el caso del enriquecimiento y de la concentración de boro disuelto en el moderador. Es necesario entonces determinar esta variación y utilizar el sesgo correspondiente a los valores concretos de esos parámetros en el sistema.

La base de datos de experimentos críticos disponibles en el dominio público es muy amplia, por lo que no resulta difícil encontrar un número estadísticamente suficiente de experimentos adecuados para representar los sistemas habituales (almacenamientos, transportes e instalaciones de fabricación). Desde principios de los años 90, la Agencia de Energía Nuclear (NEA) de la OCDE ha realizado un esfuerzo de recopilación, análisis y modelación de experimentos críticos mediante el denominado "International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project" (ICSBEP), que cada año publica un manual de experimentos críticos que cuenta ya con varios centenares de ellos, y que en la actualidad constituye la mejor referencia para validación.

#### II.4. Análisis de seguridad. Generalidades

A la hora de realizar un análisis de seguridad frente a criticidad, existe abundante normativa de referencia, que se verá de forma específica para cada aplicación en los apartados siguientes. Adicionalmente, existe un elevado número de guías o códigos de buena práctica aplicables al control y a la seguridad frente a criticidad, en su mayoría de manera general. Los más utilizados de entre ellos son los publicados por la Sociedad Nuclear Americana (ANS), que en lo que se refiere a criticidad son los que se incluyen a título informativo en la tabla 1. Adicionalmente, existen guías publicadas por ISO y normas DIN aplicables a distintos aspectos del control de criticidad.

Con carácter general, la normativa establece el requisito de validación de los métodos de cálculo que se utilicen, y requiere que se analicen las condiciones normales de operación del sistema para demostrar su subcriticidad. Este análisis debe ser envolvente de las condiciones esperables durante la operación del sistema, para lo cual es necesario considerar los valores máximos o mínimos de algunos parámetros (por ejemplo enriquecimiento máximo y mínima presencia de materiales absorbentes). En el caso particular de almacenamiento de combustible, y de forma evidente, el análisis debe considerar que el sistema de almacenamiento se encuentra lleno por completo del combustible más reactivo que pueda almacenarse.

Adicionalmente, la normativa requiere que se analicen los incidentes y accidentes postulables que puedan afectar a la reactividad del sistema, pero con las limitaciones que se derivan de la aplicación del denominado Principio de Doble Contingencia. Este principio establece lo siguiente:

“Los sistemas y procesos en los que se maneje material fisible deben incorporar suficientes factores de seguridad como para requerir, al menos, dos cambios improbables, independientes y concurrentes antes de que sea posible un accidente de criticidad”.

Esto significa que, aunque el análisis de criticidad debe considerar todos los incidentes creíbles y los accidentes postulados, la ocurrencia de dos sucesos improbables, independientes y concurrentes está más allá del alcance del análisis requerido, y no es preciso postularla.

En cuanto al margen de subcriticidad que debe demostrarse, la normativa exige que el valor calculado de la constante de multiplicación efectiva, incluyendo el sesgo de validación y todas las incertidumbres de cálculo, sea menor que la unidad con un cierto margen, que se establece en un mínimo de 0.05 para todas las condiciones. Este margen puede llegar a ser de solamente 0.02 para aquellos escenarios de muy baja probabilidad.

Por lo tanto, los límites reales que se utilizan en los análisis son:

$k_{ef} < 0.95$  para condiciones normales de operación y accidentes previsibles  
 $k_{ef} < 0.98$  para los escenarios de baja probabilidad de ocurrencia

### III. Análisis de piscinas de almacenamiento de combustible

Desde el punto de vista de la seguridad, son tres los aspectos a tener en cuenta en las piscinas de combustible: criticidad, evacuación de calor y consecuencias radiológicas, estos dos últimos en el caso de almacenamientos de combustible gastado. Únicamente el primero de estos aspectos es objeto de este tema.

El almacenamiento de los elementos combustibles se realiza colocándolos en vertical en bastidores fijos al suelo del almacenamiento, o bien suspendidos de perchas (solamente en el caso de combustible fresco en algunas centrales). Estas estructuras determinan unívocamente la ubicación de los elementos, y por tanto la configuración geométrica del sistema a analizar.

Para la determinación de la  $k_{ef}$  del almacenamiento es necesaria la descripción detallada de la geometría y composición del material almacenado, lo que significa que deberán modelarse con precisión tanto los bastidores como el combustible. Una idea del nivel de información necesario para realizar un análisis de criticidad, y por tanto del detalle del modelo que se utiliza en el código de cálculo, puede extraerse de la tabla 2. A la información que allí se incluye, que no es exhaustiva, debe añadirse la consideración explícita de las variaciones axiales o radiales de las características del elemento, tales como el enriquecimiento en cada posición axial de cada varilla o la presencia de varillas con venenos consumibles (por ejemplo, de óxido de uranio mezclado con óxido de gadolinio).

Las instalaciones de almacenamiento de combustible pueden ser de dos tipos: de combustible sin irradiar (fresco) o de combustible irradiado (gastado). Aunque, a igualdad de enriquecimiento, el combustible sin irradiar es el de máxima reactividad, este tipo de almacenamiento es limitado en lo referente a:

- El número de elementos almacenados es reducido, puesto que suele ser el correspondiente al lote de recarga, lo que permite mantener un espaciado importante entre ellos. La capacidad de las centrales para almacenar combustible gastado es muy superior a la de fresco, alrededor de 10 núcleos. Como ejemplo ilustrativo, en la tabla 3 se adjuntan las capacidades aproximadas de almacenamiento de las centrales españolas en número de elementos combustibles.
- El tiempo de permanencia del combustible en el almacenamiento se reduce al transcurrido desde la llegada del combustible a la central hasta su traslado a la piscina del reactor y posterior carga en el núcleo. El almacenamiento de combustible gastado se hace en piscinas a las que se traslada el elemento tras completar sus ciclos de quemado en el reactor, por un periodo que puede ser el de la vida total de la central, pero que en ocasiones está definido por la capacidad de la central para este tipo de almacenamiento. Ello se debe a que se completa la capacidad de la piscina, y es preciso utilizar otro método de almacenamiento que ya excede la responsabilidad del explotador de la central, y corresponde a ENRESA. Hasta ahora, únicamente C.N. Trillo se ha encontrado en esta situación, por lo que construyó un almacén de contenedores de combustible gastado. Se ha construido otro almacén de contenedores en C.N. José Cabrera con motivo de su parada definitiva, para proceder al desmantelamiento.

### III.1. Normativa aplicable

Dentro de la normativa española se encuentra la norma UNE 73-501-92 “Requisitos de criticidad para el diseño de bastidores de almacenamiento en piscinas de combustible”, que es directamente aplicable al análisis de criticidad del almacenamiento de combustible en las centrales. Su contenido es en todo similar al de la normativa extranjera, que se utiliza como referencia, por lo que describiremos ésta en mayor detalle.

En lo que se refiere a la normativa americana, la necesidad de control de criticidad durante las operaciones de almacenamiento y manejo de combustible en las centrales nucleares está recogida en los criterios generales de diseño, como se ha visto en la introducción del tema. El apartado 68 de la parte 50 del título 10 del Código de Reglas Federales (10CFR50.68) ‘Criticality Accident Requirements’ contiene los requisitos específicos aplicables. De manera esquemática (se describen con mayor detalle a lo largo del apartado siguiente), éstos son los siguientes:

- El almacén de combustible fresco inundado con agua no borada debe tener una  $k_{ef} < 0.95$
- El almacén de combustible fresco en condiciones de moderación óptima (ver el concepto en el apartado siguiente), debe tener una  $k_{ef} < 0.98$
- La piscina de combustible gastado, inundada con agua no borada, debe tener una  $k_{ef} < 0.95$ . En el caso de los reactores PWR, en los que hay una alta concentración de Boro disuelto en el agua de la piscina de manera permanente, se permite que el análisis considere la presencia de Boro de forma limitada. En ese caso, el límite con agua no borada pasa a ser  $k_{ef} < 1$ , y se puede dar crédito a una parte del boro disuelto para cumplir el límite de  $k_{ef} < 0.95$

La NRC publicó en agosto de 1998 la guía interna de evaluación titulada “Guidance on the regulatory requirements for criticality analysis of fuel storage at light-water reactor power plants”, que desarrolla el contenido del 10CFR50.68 y es aplicable al almacenamiento de combustible nuevo y gastado en piscinas (no en contenedores), y a reactores PWR y BWR. En esta guía interna se detallan los siguientes aspectos:

- Tipos de códigos utilizables para análisis de seguridad frente a criticidad
- Requisitos de validación de los códigos
- Escenarios de operación normal y de accidente que deben considerarse para ambos tipos de almacenamiento (fresco y gastado)
- Detalles acerca de los métodos aceptables para garantizar que los análisis realizados son envolventes

Adicionalmente, en el documento se aclaran posturas reguladoras con respecto a las cuestiones más recientes relacionadas con la criticidad: cambios de bastidores en las piscinas de combustible gastado, aumento de

enriquecimiento, crédito al quemado del combustible, crédito al boro disuelto en el agua... Todo ello se trata con más detalle en los apartados siguientes.

### III.2. Análisis de instalaciones de almacenamiento de combustible fresco

Normalmente el combustible nuevo se almacena en bastidores en seco en el área destinada al efecto (almacenes o bóvedas de almacenamiento de combustible fresco), que suele estar ubicada en el Edificio de Combustible. La única excepción a este último punto la constituye C.N. Trillo, cuyos almacenamientos de combustible tanto nuevo como gastado están dentro del Edificio del Reactor. Esta misma situación se daba en C.N. José Cabrera. El almacenamiento puede realizarse en seco porque no es necesario refrigerar el combustible, ni tampoco es preciso proporcionar blindaje frente a la radiación.

El análisis de criticidad correspondiente a las condiciones normales de operación debe considerar una situación envolvente de las mismas. Así por ejemplo, deberá considerarse el enriquecimiento máximo, la máxima humedad contenida en el aire ambiente, la peor combinación de las tolerancias geométricas y de fabricación de las estructuras y del elemento combustible de forma que se reduzca en lo posible la distancia entre centros de elementos, el peor posicionamiento (más reactivo) de los elementos combustibles dentro de los bastidores, etc.

En condiciones anormales de operación, es preciso postular que puede introducirse moderador en el almacenamiento (inundación a partir de fuentes de agua presentes en la zona, espumas y compuestos hidrogenados provenientes del sistema contra incendios,...). En esas condiciones, el grado de moderación que se alcance puede en principio ser cualquiera, por lo que es preciso incluir en el análisis un barrido de la densidad de moderación mediante agua entre 0 y 1 g/cm<sup>3</sup> como única forma de cubrir los diferentes grados de moderación potenciales.

Al hacer este barrido de densidades se encontrará la zona de densidad del moderador en la que se produce el fenómeno denominado moderación óptima. Al aumentar la densidad del agua mejora la moderación neutrónica, pero al mismo tiempo aumenta la absorción. El fenómeno contrario ocurre al disminuir la densidad. Existe por tanto un valor de densidad, que generalmente es muy bajo, para el que se alcanza el balance óptimo entre ambos efectos, con lo que se tiene un máximo de reactividad para ese valor. La curva que se obtiene, en general, tiene la forma que se indica en la figura 1. El que el máximo correspondiente a moderación óptima aparezca a un valor de densidad u otro, y que sea absoluto o relativo (es decir, que la reactividad a esa densidad sea mayor o menor que la correspondiente a condiciones de inundación), depende de la geometría de los bastidores, de la distancia entre centros de elementos en el almacén, y de la presencia o no de materiales absorbentes en el material estructural de los bastidores. En general, el fenómeno no aparece si los bastidores contienen suficiente material absorbente.

Como consecuencia de lo expuesto, los análisis de criticidad deben incluir dos condiciones de accidente independientes:

a. Inundación: bastidores de almacenamiento de combustible fresco cargados con combustible del máximo enriquecimiento permitido e inundados con agua de densidad  $1 \text{ g/cm}^3$ . El máximo valor calculado de  $k_{\text{ef}}$  **será inferior a 0.95** incluyendo todas las incertidumbres aplicables (a un nivel de probabilidad-confianza del 95/95). Normalmente el espaciado de bastidores en este tipo de almacenamiento es suficiente para mantener una baja reactividad en condiciones de inundación, a pesar de lo cual se requieren cálculos específicos para demostrar que la  $k_{\text{ef}}$  se mantiene por debajo de 0.95.

b. Accidente de moderación óptima: bastidores de almacenamiento de combustible fresco cargados con combustible del máximo enriquecimiento permitido e inundados con moderador a la densidad que genera moderación óptima (si ésta se produce), que se determina mediante un barrido de densidad del moderador desde 0 a  $1 \text{ g/cm}^3$  como se ha indicado antes. El valor máximo calculado de la  $k_{\text{ef}}$  **será inferior a 0.98** incluyendo todas las incertidumbres aplicables (a un nivel de probabilidad-confianza del 95/95). A bajas densidades de moderador, la presencia de absorbentes neutrónicos relativamente débiles (chapas de acero inoxidable...) suele ser suficiente para evitar interacciones neutrónicas entre elementos, y para reducir apreciablemente la reactividad.

En el caso de que bien por las propias características de diseño del almacén, o bien por la implantación de controles administrativos, pueda demostrarse claramente la imposibilidad de la inundación del almacenamiento de combustible fresco, no es necesario realizar el análisis con los bastidores inundados.

Dependiendo del diseño del almacenamiento, puede ser necesario analizar dos escenarios accidentales en los que se postula la caída de un elemento combustible durante su manejo (carga o extracción del elemento de los bastidores):

- Caída del elemento sobre la parte superior de los bastidores. En la mayor parte de los diseños, los canales de los bastidores en que se almacenan los elementos combustibles tienen una longitud bastante superior a éstos. De esta manera, se mantiene una distancia entre el elemento caído, que queda tendido sobre los bastidores, y los elementos combustibles almacenados, que es suficiente como para impedir la interacción neutrónica entre ellos.
- Caída del elemento entre el borde de un bastidor y la pared del almacenamiento. Generalmente, el diseño del almacén no permite que quepa un elemento en ese espacio.

Por último, la normativa exige analizar la pérdida de geometría de los bastidores en caso de ocurrencia de un suceso externo (terremotos,...), con el consiguiente acercamiento de los elementos entre sí. Bajo el principio de doble contingencia, las condiciones de accidente anteriores son las que requieren

evaluación, sin que sea preciso postular la ocurrencia simultánea de otro suceso.

### III.3. Análisis de bastidores de almacenamiento de combustible gastado

El almacenamiento de combustible gastado se hace en piscinas a las que se traslada el elemento tras completar sus ciclos de irradiación en el reactor. Como se ha visto en la tabla anterior la capacidad de las centrales para este tipo de almacenamiento es muy superior a la de fresco, alrededor de 10 núcleos completos frente a 1/3 de núcleo para el fresco. El tiempo de permanencia es también mucho más elevado, en general hasta el final de la vida útil de la central. En el supuesto de que la capacidad de almacenamiento se complete, es preciso diseñar un almacén adicional de combustible gastado, generalmente en contenedores de almacenamiento en seco.

Tradicionalmente, y con el fin de conseguir un análisis de seguridad claramente conservador, el análisis de criticidad de los almacenamientos de combustible gastado de tipo PWR se ha realizado suponiendo que el combustible a almacenar tiene el máximo enriquecimiento permitido en la central, y que no se ha sido irradiado. Adicionalmente, ha sido tradicional también el asumir que el refrigerante de la piscina no contiene boro disuelto, cuando en realidad la concentración en el agua de la piscina es superior a 2000 ppm. La aplicación de estas dos hipótesis, que reservan un enorme margen de seguridad (se mantiene el mismo límite de  $k_{ef} < 0.95$ ), hace que el análisis de criticidad del almacenamiento de combustible gastado tenga unas características iguales al de fresco, salvo porque la presencia de agua es la condición básica de operación normal. En particular, los escenarios accidentales vuelven a ser los mismos, salvo porque la presencia de agua obliga a analizar la variación de la reactividad con la temperatura del refrigerante (densidad del agua).

Debe resaltarse que en los análisis de escenarios accidentales en almacenamientos PWR se puede dar crédito a la presencia de boro disuelto en el agua de la piscina. Si se hiciese coincidir un escenario accidental con la no presencia de boro en la piscina (por ejemplo por un suceso de dilución del refrigerante con agua no borada), se estaría yendo más allá de lo requerido por el principio de doble contingencia.

El combustible de tipo BWR contiene por diseño un número mínimo de varillas con óxido de gadolinio (absorbente neutrónico), que va desapareciendo del combustible por reacciones de captura neutrónica durante la irradiación. Ello hace que la reactividad del combustible no sea máxima cuando el combustible está fresco, sino que se alcanza un máximo de reactividad cuando desaparece todo el gadolinio (aproximadamente al final del primer ciclo de irradiación). La situación se muestra en la figura 3, en la que se presenta la evolución de la reactividad en función del quemado para elementos BWR que tienen distintos contenidos de óxido de gadolinio. La curva superior corresponde a un elemento sin gadolinio, que tiene un comportamiento similar

al del combustible PWR (descenso lineal de la reactividad con el quemado). Las restantes gráficas corresponden a contenidos de gadolinio que aumentan conforme se va descendiendo por la figura. Como puede verse, conforme aumenta el contenido de gadolinio la reactividad a principio de vida es menor, y aparece un máximo de reactividad transcurrido un cierto periodo de irradiación.

Es evidente que la hipótesis de combustible fresco para el almacenamiento de combustible gastado no es conservadora en este caso. Por ello se postula que el combustible a almacenar carece de gadolinio (es decir, se asume que la reactividad del elemento corresponde a la curva superior de la figura), lo que incrementa de forma artificial la reactividad a principio de vida y, de nuevo, proporciona un amplio margen de seguridad.

La necesidad de incrementar la capacidad de almacenamiento de combustible gastado de las centrales, que solamente puede conseguirse reduciendo la distancia entre centros de los elementos almacenados, ha llevado a la revisión de estas hipótesis altamente conservadoras, conduciendo a la realización de análisis en los que se da crédito al quemado del combustible, es decir, a la reducción de la reactividad del elemento combustible que se produce durante la irradiación. En el proceso de quemado del combustible en el reactor se consumen núclidos fisibles y se produce una acumulación simultánea de productos de fisión que son absorbentes neutrónicos. Al mismo tiempo, las reacciones de captura producen Actínidos que son fisibles (por ejemplo, isótopos del Plutonio). El balance entre estos dos efectos contrapuestos es una reducción neta de la reactividad.

Una idea del margen de reactividad correspondiente se puede obtener de la figura 2, donde se ha representado la disminución de la reactividad con el quemado debida a la desaparición de los actínidos fisibles, así como la reducción más realista que se tiene si se considera además la acumulación de los productos de fisión.

La introducción de esta nueva aproximación genera una complejidad elevada en los análisis de criticidad, introduce la posibilidad de nuevos escenarios de accidente. Además, en el caso del combustible PWR, se ha comenzado a dar crédito a la presencia de boro soluble en el refrigerante de la piscina, aunque solo de forma parcial como se verá más adelante, lo que introduce aspectos adicionales a considerar.

El crédito al quemado del combustible en los análisis de criticidad obliga en realidad a realizar dos análisis:

- Cálculo de quemado del combustible, para determinar la composición isotópica que tendrá al llegar a un cierto valor de quemado.
- Determinación de la  $K_{ef}$  del sistema suponiendo que el combustible tiene la composición isotópica calculada en el paso anterior.



Como es lógico, ambos análisis tienen que ser envolventes de la situación real, es decir, es preciso garantizar que la reactividad finalmente calculada va a ser superior a la real del almacenamiento. Para ello, es preciso tener en cuenta las siguientes consideraciones:

- La composición isotópica del combustible quemado depende de las condiciones de operación durante la irradiación (concentración de boro en el núcleo, temperatura del refrigerante, potencia lineal, temperatura del combustible, inserción de barras de control durante la operación, etc.). Es preciso por tanto determinar unas condiciones específicas que proporcionen una composición isotópica que, a su vez, produzca una reactividad envolvente en las condiciones de almacenamiento.
- La precisión de los códigos de quemado es bastante buena en cálculos de carácter global (núcleo del reactor). Sin embargo, a la hora de calcular la concentración de isótopos individuales, la precisión es notablemente inferior, y en algunos casos muy pobre. Es preciso, por tanto, someter al código de quemado a una verificación frente a datos experimentales de composición isotópica de combustible quemado que produzca la confianza suficiente en las concentraciones calculadas por el código, en particular para los productos de fisión absorbentes.
- La validación del código de criticidad también se ve afectada frente al caso de combustible fresco. Es preciso que los experimentos críticos seleccionados contengan características que permitan validar las secciones eficaces de los productos de fisión y actínidos que no aparecen en los análisis de combustible fresco.
- La reactividad del combustible en el momento de finalizar su irradiación está disminuida por la presencia de productos de fisión de vida muy corta, en particular algunos isótopos del Xenon, Iodo y Samario. Ello significa que, un cierto tiempo tras la parada, la reactividad va a ser mayor, lo que debe tenerse en cuenta a la hora de garantizar que el análisis es envolvente.
- El quemado del combustible no se produce de forma homogénea. En particular, las diferentes condiciones de operación (temperatura, potencia, etc.) de la parte central del combustible y de sus extremos superior e inferior hacen que el quemado en éstos sea notablemente inferior. Se genera entonces una distribución axial de quemado que produce una mayor reactividad en los extremos del combustible, y que es preciso tener en cuenta para obtener un análisis envolvente.
- La composición isotópica del combustible quemado depende fuertemente de la energía del espectro neutrónico que se tiene durante la irradiación. Por ello la importancia de la concentración de boro que ya se ha citado antes. Otros factores que modifican de forma notable el espectro neutrónico, endureciéndolo, son la presencia de venenos neutrónicos integrados, de venenos consumibles o la operación del reactor con barras de control insertadas.

Dado que el análisis de criticidad con crédito al quemado es más complejo en el caso de combustible PWR, será el que consideremos como base a partir de ahora, aunque la mayor parte de los aspectos relevantes son

igualmente válidos para combustible BWR. El resultado de un análisis de criticidad con crédito al quemado para combustible PWR es el quemado mínimo que debe tener un elemento combustible de un enriquecimiento inicial dado para poder ser almacenado en la piscina de forma segura. Ello conduce a dos consideraciones adicionales:

- Es preciso verificar cual es el quemado de cada elemento combustible al final de su irradiación en el reactor. Ello puede hacerse a partir de los datos de seguimiento de la operación, o bien por medida directa del quemado.
- Aparece un nuevo escenario accidental (además de los ya citados a lo largo del texto), que se denomina error de carga, consistente en introducir en la piscina un elemento combustible que no ha alcanzado el quemado mínimo correspondiente a su enriquecimiento inicial. Es preciso, por tanto, analizar la situación envolvente en la que un elemento combustible fresco se carga en un bastidor de combustible gastado, estando las restantes posiciones ocupadas por elementos de la máxima reactividad permitida. El criterio de aceptación para este accidente sería de nuevo  $k_{ef} < 0.95$ .

En las piscinas de almacenamiento de combustible PWR gastado puede, además, darse crédito a la presencia de boro en el refrigerante. Para este caso, la normativa establece que el crédito que se puede dar es limitado, de la forma siguiente:

- a. Con los bastidores de combustible gastado cargados con combustible de la reactividad máxima permitida e inundados con agua no borada, la máxima  $k_{ef}$  deberá ser menor que 1.0, incluyendo todas las incertidumbres y con nivel de probabilidad y confianza 95/95.
- b. Con los bastidores de combustible gastado cargados con combustible de reactividad máxima e inundados con agua borada, la máxima  $k_{ef}$  deberá ser menor que 0.95 incluyendo todas las incertidumbres y con nivel de probabilidad y confianza 95/95.

Ello equivale a que se permite dar crédito a la cantidad de boro que equivale a una reactividad de 0.05 en términos de  $k_{ef}$ , y no a toda la concentración de boro realmente presente en la piscina. Con ello se consigue seguir manteniendo un elevado margen de seguridad, ya que la concentración típica de boro en la piscina es superior a 2000 ppm, y la cantidad de boro a la que se permite dar crédito es inferior a 500 ppm.

El crédito al boro soluble da lugar también a la necesidad de analizar un nuevo escenario de accidente, el de dilución de boro en la piscina. En este caso es preciso demostrar que el peor proceso de dilución de boro postulable en la piscina puede ser detectado por los operadores y detenido antes de que la concentración de boro descienda por debajo de aquella a la que finalmente se ha dado crédito en el análisis (del orden de 500 ppm). Dado que las piscinas se diseñan de manera que se minimizan las posibilidades de añadir o retirar agua de las mismas, este análisis no suele constituir un problema de alcance.

En cuanto al crédito al quemado en el almacenamiento de combustible gastado BWR, consiste en realidad en dar crédito a la presencia del óxido de gadolinio en el elemento combustible. Como se ha visto antes (ver figura), la reactividad en este tipo de combustible tiene un máximo transcurrido un cierto tiempo de irradiación. El análisis da crédito a la existencia de este máximo (es decir, a la presencia inicial de gadolinio), y calcula la reactividad en ese punto, que es claramente envolvente de cualquier estado del combustible a lo largo de su irradiación. En todo caso, la determinación de ese punto presenta una complejidad de cálculo igual a la del crédito al quemado en combustible PWR (necesidad de cálculo de quemado y cálculo de criticidad).

#### IV. Análisis de criticidad de fábricas de combustible

La única fábrica española de combustible nuclear es la fábrica que Enusa tiene en Juzbado (Salamanca), en la que se lleva a cabo el proceso que va desde la recepción del polvo de  $\text{UO}_2$  hasta la expedición del elemento combustible ya terminado a la correspondiente central. La fábrica se encuentra dividida en dos zonas, cerámica y mecánica. En la primera se maneja el material nuclear en forma de polvo y pastillas, mientras que en la segunda se manejan barras combustibles ya cargadas de pastillas y cerradas. Las maniobras fundamentales que se realizan en cada zona se resumen en la tabla 4.

##### IV.1. Normativa

La normativa americana de aplicación para las instalaciones de fabricación de combustible está contenida en la parte 70 del título 10 del Código de Reglas Federales, en los siguientes apartados:

- 61 (10CFR70.61) "Performance Requirements (Subpart H)". De forma resumida, y en concreto respecto al riesgo de criticidad, indica que este debe estar limitado. Es preciso asegurar que, tanto en condiciones de operación normal como en el caso de sucesos anormales creíbles, todos los procesos son subcríticos, incluyendo el uso de un margen aprobado de subcriticidad (en general, 0.05 en términos de  $\Delta k$ ).
- 62 (10CFR70.62) "Safety Program and Integrated Safety Analysis (Subpart H)". En este apartado se requiere que la instalación disponga de un Análisis Integrado de Seguridad en el que se identifiquen los tipos de riesgo (químico, incendios,...) presentes en la instalación, las potenciales secuencias accidentales y su probabilidad y consecuencias.
- 64 (10CFR70.64) "Requirements for new facilities or new processes at existing facilities (Subpart H)". En este apartado se requiere que se proporcione control de criticidad en los nuevos procesos, incluyendo el cumplimiento del principio de doble contingencia de manera explícita.

#### IV.2.Métodos de análisis de criticidad

Cada uno de los procesos incluidos en la tabla 3, contienen a su vez un número elevado de tareas que son necesarias para su realización. Esta complejidad es responsable de diferencias, en algunos casos muy importantes, respecto al análisis de instalaciones de almacenamiento:

- El material nuclear se encuentra en diversas formas físicas: polvo de  $\text{UO}_2$  enriquecido, pastillas de diferentes densidades, polvo de  $\text{UO}_2$  mezclado con agua (residuos líquidos provenientes de limpieza o del propio proceso), barras combustibles, elementos completos, etc. La característica más importante de esta variedad es que, hasta llegar a los elementos combustibles ya montados, la geometría del material depende del equipo en el que se maneja.
- El material se procesa en un elevado número de equipos que tienen geometrías diferentes, a veces enormemente complejas, lo que puede dificultar sobremanera la modelación del sistema con los códigos de cálculo habituales.
- Normalmente existe un número notable de equipos dentro de una misma área de la fábrica, que interaccionan neutrónicamente entre sí. El cálculo de interacciones se convierte, por tanto, en una parte importante del análisis de criticidad.
- El nivel de intervención manual en el proceso es bastante elevado, mucho más que en el manejo de elementos combustibles en un almacenamiento, lo que hace que la seguridad frente a criticidad descansa mucho más en el cumplimiento de requisitos de carácter administrativo. El análisis de criticidad tiene que tener en cuenta de forma ineludible los potenciales errores de los operarios, o bien el incumplimiento directo de este tipo de requisitos.

Los métodos de cálculo que se utilizan para el análisis de criticidad de las fábricas de combustible se basan, al igual que en el caso de los almacenamientos, en el uso de códigos que resuelven la ecuación de Boltzmann por el método de Monte Carlo. Pero como consecuencia de las diferencias que se han citado, es frecuente que los métodos habituales se utilicen para analizar sistemas, equipos o unidades aisladas, y se apliquen otros métodos simplificados (ángulo sólido, densidad superficial, 'buckling') para determinar, por ejemplo, las interacciones entre equipos o la reactividad de almacenamientos. Ello se hace conveniente por dos motivos:

- Las geometrías en que se encuentra el material nuclear dentro de un área donde hay varios equipos son enormemente complejas, y difíciles de representar en un código de Monte Carlo.
- En general, los niveles de interacción neutrónica entre equipos son muy bajos, con lo que los códigos de Monte Carlo pueden encontrar problemas de convergencia de la solución por no haber estadística neutrónica suficiente.

### IV.3. Análisis de criticidad

En este caso se trata de un análisis muy detallado y específico de la instalación en el que los escenarios a cubrir no se pueden definir de manera general, puesto que son extremadamente dependientes de los equipos o procesos que se analizan. Ejemplos de algunos escenarios que es preciso postular serían los siguientes:

- Supóngase un almacén de bidones en el que éstos se almacenan sobre el suelo en una sola capa (control de geometría). El análisis de operación normal debe postular que se coloque algún bidón sobre la capa inferior en la zona más reactiva del almacén, para cubrir la eventualidad de un error del operador (que constituiría un incumplimiento de un requisito administrativo). Sin embargo, si el almacén dispone de una barra a cierta altura sobre los bidones de la capa inferior, que hace físicamente imposible el suceso (control ingenieril de tipo pasivo), el suceso no debe postularse.
- Supóngase una mezcladora en la que el polvo de  $\text{UO}_2$  se mezcla con aditivos hidrogenados (y por tanto moderadores) en una cierta proporción. El análisis de las condiciones de operación normal debe postular el error del operador consistente en introducir más aditivo del necesario. La cantidad máxima de aditivo que el operador puede introducir por error en la mezcladora, para ser envolvente, debe hacerse igual a la que esté disponible en total en el área de las mezcladoras. Esta cantidad puede limitarse de manera administrativa con el fin de controlar la reactividad máxima que podría alcanzarse.
- Supóngase una máquina que, una vez mezclado el polvo, lo vierte a bidones. El análisis de operación normal debe tener en cuenta la posibilidad de que el operador permita que el bidón se llene más allá de lo permitido, salvo que exista un mecanismo de pesada permanente del bidón que corte el vertido de polvo de forma automática al alcanzarse el peso máximo permitido del bidón (control ingenieril de tipo activo).

La aplicación del principio de doble contingencia evita tener que postular la pérdida de control de más de un parámetro de forma simultánea.

Frente a las dificultades derivadas de la variedad de operaciones y equipos presentes en la fábrica, una ventaja proviene del hecho de que hay situaciones que se repiten a lo largo de los diferentes procesos: el polvo siempre se maneja en bidones del mismo tamaño, las pastillas siempre se almacenan en botes del mismo tamaño o en bandejas, las barras siempre en bandejas, etc. Ello permite realizar algunos análisis genéricos que cubren un cierto número de situaciones, con lo que se simplifica el análisis a realizar.

Otra forma de reducir el número de los análisis a realizar es recurrir a los valores límite de los parámetros de control de la criticidad, denominados "Valores Máximos Permitidos". Estos valores representan el valor mínimo de un cierto parámetro del sistema que debe alcanzarse para que el material nuclear se haga crítico. Ejemplos de estos valores son los siguientes:

- Masa máxima de material (cualquiera que sea su geometría)
- Espesor máximo de material distribuido en forma de lámina infinita
- Concentración máxima de  $\text{UO}_2$  en agua

Los valores máximos permitidos se determinan por separado para material nuclear homogéneo y heterogéneo, son distintos para cada valor de enriquecimiento, y son válidos cualquiera que sea el grado de moderación del material. Si se utilizan en la fase de diseño de los equipos, simplifican enormemente el trabajo de análisis a realizar posteriormente.

Los criterios de aceptación para los análisis de criticidad que se utilizan en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado son los siguientes:

- Los análisis de condiciones de operación normal de equipos o procesos en los que el control de criticidad no es de tipo geométrico deben demostrar una  $k_{\text{ef}} < 0.90$
- Los análisis de condiciones de operación normal de equipos o procesos en los que el control de criticidad se realiza manteniendo la geometría y posición mediante estructuras (dispositivo ingenieril de tipo pasivo) deben demostrar una  $k_{\text{ef}} < 0.95$
- Los análisis de las condiciones anormales deben demostrar una  $k_{\text{ef}} < 0.95$
- Si en algún caso se puede demostrar que la probabilidad de una secuencia accidental es extremadamente baja, se podrá utilizar un límite de  $k_{\text{ef}} < 0.98$ . En la práctica, es raramente usado.

#### IV.4.Seguridad frente a criticidad

La seguridad frente a criticidad en las fábricas de combustible se garantiza controlando los siguientes parámetros para cada equipo, sistema o componente en el que se maneje material nuclear, dentro de los límites obtenidos del análisis de criticidad:

- Masa del material
- Geometría de material
- Grado de moderación (incluyendo la reflexión neutrónica)

El control puede realizarse por métodos de carácter ingenieril, que pueden ser pasivos (generalmente de carácter estructural) o activos (involucran el funcionamiento de un dispositivo), o de tipo administrativo (normas de obligado cumplimiento que regulan las operaciones a realizar). El análisis de criticidad para las condiciones de operación normal tiene que considerar la pérdida del control sobre cada uno de estos parámetros, salvo que ello sea físicamente imposible.

## V.Bibliografía

- Apartado 68 de la parte 50 del título 10 del Código de Reglas Federales (10CFR50.68) "Criticality Accident Requirements"
- "Guidance on the regulatory requirements for criticality analysis of fuel storage at light-water reactor power plants". Laurence Kopp, U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- NUREG/CR-0200. "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", en las partes correspondientes a las secuencias de cálculo de criticidad basadas en KENO.
- "Nuclear Criticality Safety. Theory and Practice", R. Allen Knief
- "Nuclear Reactor Engineering: Reactor Design Basics", Vols. 1 y 2. Glasstone y Sesonske

TABLA 1  
STANDARDS RELATIVOS A CRITICIDAD DE LA ANS

- |             |   |
|-------------|---|
| 1-2000      | Conduct of Critical Experiments   |
|             |   |
| 8.1         | Nuclear Criticality Safety (NCS) in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors          |
|             |   |
| 8.3         | Criticality Accident Alarm System   |
|             |   |
| 8.5         | Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissionable Materials |
|             |   |
| 8.6<br>situ | Safety in Conducting Subcritical Neutron-Multiplication Measurements in situ                        |
|             |   |
| 8.7         | NCS in the Storage of Fissile Materials   |
|             |   |
| 8.10        | NCS Controls in Operations with Shielding and Confinement   |
|             |   |
| 8.12        | NCS and Control of Plutonium-Uranium Fuel Mixtures Outside Reactors                                 |
|             |   |
| 8.15        | NCS of Special Actinide Elements  |
|             |   |
| 8.17        | CS Criteria for the Handling, Storage and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors               |
|             |   |
| 8.19        | Administrative Practices for NCS  |
|             |   |
| 8.20        | NCS Training  |
|             |   |
| 8.21        | Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors                               |
|             |   |
| 8.22        | NCS Based on Limiting and Controlling Moderators  |
|             |   |
| 8.23        | NC Accident Emergency Planning and Response   |
|             |   |
| 57.7        | Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Water Pool Type)                |
|             |   |
| 57.9        | Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type)                       |
|             |   |
| 57.10       | Design Criteria for Consolidation of LWR Spent Fuel   |



TABLA 2

INFORMACIÓN NECESARIA PARA CONSTRUIR EL MODELO DE ANÁLISIS DE CRITICIDAD

Barra de combustible (BC)	Elemento combustible (EC)	Bastidor de almacenamiento
Diámetro de la pastilla Diámetro de la barra Material y espesor de vaina Densidad de la pastilla Enriquecimiento inicial en U-235 Longitud activa Contenido de gadolinio (si existe)	Longitud del elemento Dimensiones de la celda Paso entre barras ("pitch") Número total de varillas combustibles por elemento Posiciones vacías o barras sin combustible (tubos huecos para instrumentación, barras de agua) Posiciones de las varillas con gadolinio (si las hay) Material estructural Geometría de los cabezales	Composición del material estructural Contenido en absorbentes de neutrones (boro, cadmio) Geometría de las celdas de almacenamiento Espesores de las chapas de material estructural Distancia a las paredes que limitan el almacenamiento

TABLA 3

CAPACIDADES APROXIMADAS DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE

Central	Nº elementos Núcleo	Capacidad almacenamiento combustible fresco	Capacidad almacenamiento combustible gastado
C.N. Almaraz	157	88	1804
C.N. Ascó	157	72	1421
C.N. Cofrentes	624	110	4186
C.N. José Cabrera	69	33	548
C.N. Sta.Mª de Garoña	400	120	2609
C.N. Trillo	177	64	805
C.N. Vandellós	157	70	1594

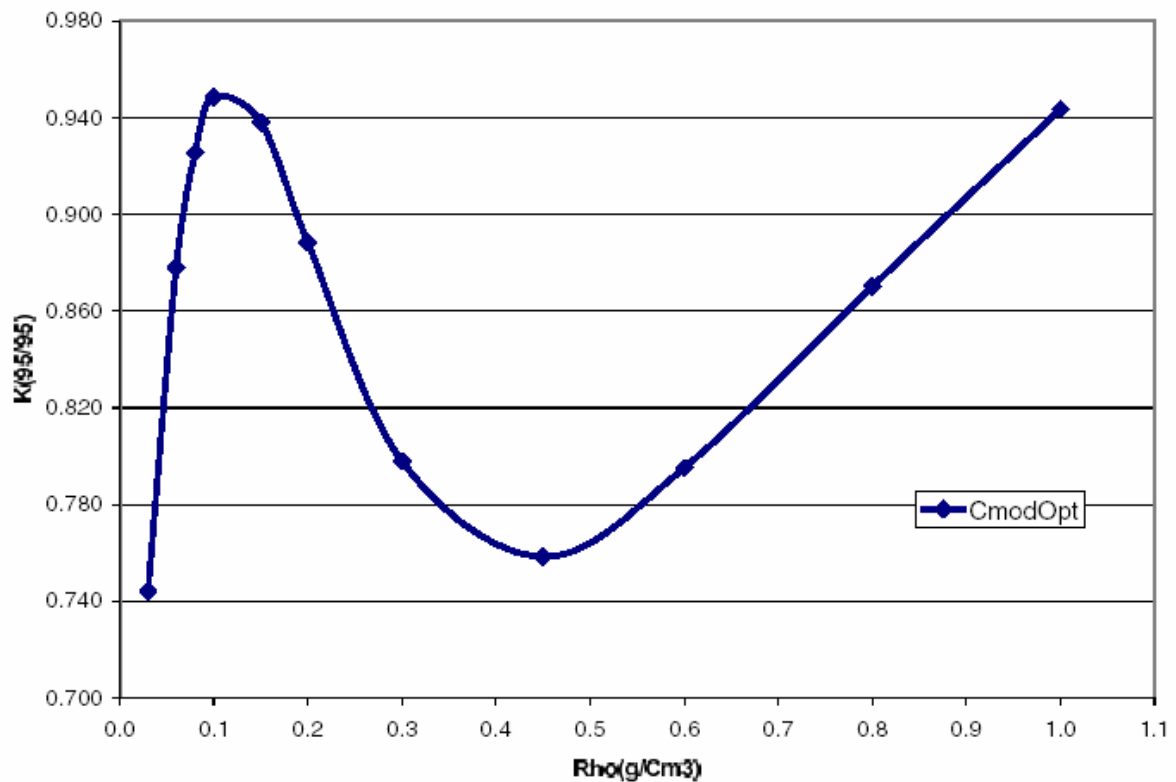
TABLA 4

PROCESOS BÁSICOS DE LA FÁBRICA DE JUZBADO

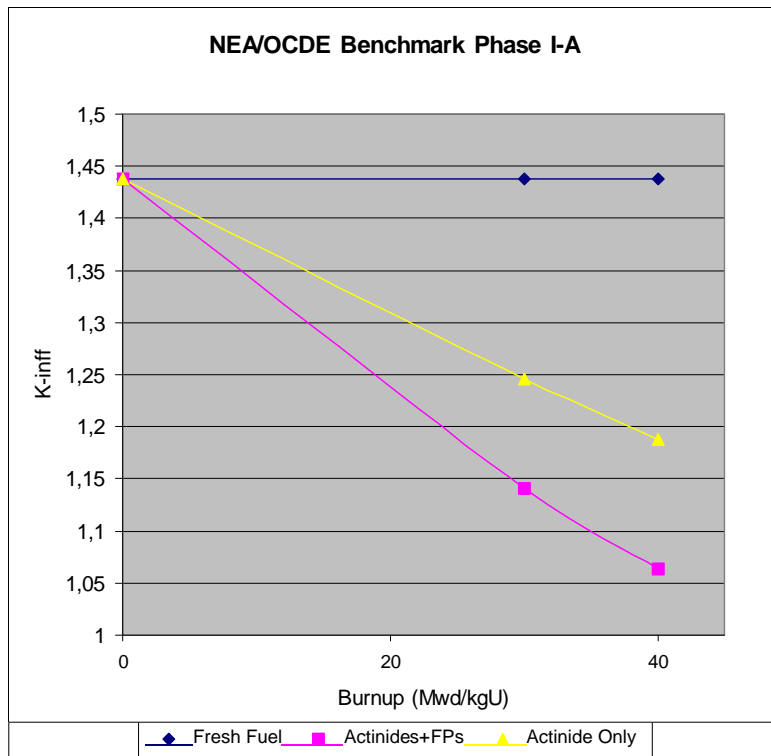
Zona	Pasos
Zona cerámica	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Recepción del polvo de UO<sub>2</sub> en contenedores de transporte y trasvase a bidones de la fábrica.</li> <li>- Mezclado del polvo con los productos químicos necesarios</li> <li>- Pre-prensado y prensado del polvo para obtener las denominadas pastillas verdes</li> <li>- Sinterizado de las pastillas para alcanzar la densidad nominal y rectificado de geometría</li> <li>- Carga de las barras combustibles</li> </ul>
Zona mecánica	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Montaje del elemento</li> <li>- Inspección y lavado del elemento</li> <li>- Almacenaje y expedición</li> </ul>

FIGURA 1

MODERACIÓN ÓPTIMA



**FIGURA 2**  
**DISMINUCIÓN DE LA REACTIVIDAD CON EL QUEMADO (PWR)**



**FIGURA 3**  
**EVOLUCIÓN DE LA REACTIVIDAD CON EL QUEMADO PARA BWR**

