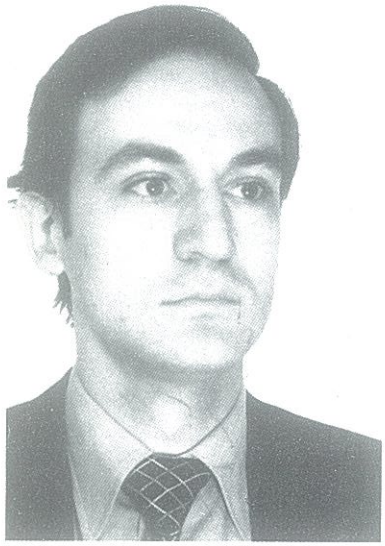
DISEÑO

INTRODUCCION A LOS ANALISIS DE ACCIDENTES EN REACTORES DE AGUA A PRESION SU IMPACTO EN EL DISEÑO

Javier PASCUAL DEL OLMO

El propósito de este artículo es exponer de forma descriptiva la importancia que tienen los resultados de los análisis de accidentes en el diseño de algunos sistemas de las centrales nucleares de agua a presión de Westinghouse. En él se discute las distintas clasificaciones de accidentes, así como los criterios de aceptación de los mismos.
En la última parte se describe de forma muy general la metodología que se sigue para realizar los análisis de accidentes incluídos en el capítulo 15 del Informe Final de Seguridad, recalcando la importancia que tiene en los resultados el cumplimiento con las Especificaciones Técnicas.



Javier PASCUAL DEL OLMO. Ingeniero Industrial. Ha participado en las distintas etapas de diseño de varias plantas nucleares, principalmente en el área de sistemas.
Actualmente está asignado al proyecto de Zorita en WNEsp.

CLASIFICACION DE ACCIDENTES

Los sistemas del reactor se diseñan para que el núcleo no sufra ningún daño aunque haya ciertos transitorios operacionales. Además se deben considerar ciertos tipos de accidentes, durante los cuales los daños a la planta y la liberación de radiactividad al entorno debe de quedar por debajo de ciertos límites máximos establecidos, lo que evita dosis excesivas al personal de la planta y al público en general.

El análisis de accidentes se describe en el capítulo 15 del Informe Final de Seguridad (I.F.S.). En este capítulo del I.F.S. se demuestra que el reactor cumple los criterios de diseño y que las consecuencias de los accidentes están dentro de límites aceptables.

Evidentemente no es posible considerar todos los accidentes que puede haber en la planta. Para realizar los análisis se eligen ciertos accidentes que cubren por sus consecuencias los posibles riesgos derivados del funcionamiento de la planta. Estos accidentes postulados se pueden clasificar según tres criterios distintos:

- Por las posibilidades de que ocurran y, por lo tanto, por sus consecuencias máximas permitidas.
- Por su impacto radiológico y
- Por la causa iniciadora del accidente.

La clasificación de accidentes por sus probabilidades, es el criterio seguido por la norma ANSI 18.2. Esta norma clasifica los modos de operación de la planta en varios grupos (tabla I).

La principal ventaja de este tipo de clasificación es, como se verá más adelante que para cada condición se dan unos criterios de aceptación comunes, lo que facilita su revisión bajo el punto de vista de licenciamiento. Esta clasificación es la más comúnmente utilizada en los análisis de seguridad. Se va a revisar brevemente la significación de cada una de las condiciones:

Condición I

Dentro de esta categoría están incluidas las situaciones que pueden ocurrir de forma regular durante la operación a potencia, recarga o mantenimiento. El diseño de la planta debe permitir un margen suficiente entre los valores normales de operación de las variables de la planta y los puntos de tarado necesarios para tomar acciones protectoras que eviten el daño a la misma. Los sucesos de condición I incluyen tanto situaciones estacionarias como operación a potencia (parada fría o caliente, recarga, etc.), como situaciones transitorias como el calentamiento o enfriamiento, cambios de potencia en rampa o cambios de potencia en escalón. Sin embargo, para no exceder las limitaciones de la planta, existe un límite para la velocidad de cambio de la presión, temperatura, caudal y potencia del reactor.

Se considera también como condición I, la operación con desviaciones de ciertos parámetros, dentro de los límites permisibles dados en las Especificaciones Técnicas, como, por ejemplo, la operación con una fuga del primario al secundario a través de los tubos del generador de vapor.

Condición II

Se espera que estos accidentes ocurran varias veces durante la vida de la planta. Su frecuencia media esperada es de una vez al año. La tabla 2 lista estos accidentes.

Bajo el punto de vista económico y de seguridad, la planta tiene que estar diseñada para que estos accidentes no resulten en la liberación de radiactividad del combustible. La planta debe ser capaz de volver a potencia después de haber realizado las reparaciones necesarias.

Condición III

Estos accidentes son más infrecuentes, pero con unas consecuencias más serias. No se espera que ocurran nunca en la vida de una planta particular, pero es de esperar que ocurra alguna vez en la industria, al considerar todas las plantas durante un período de vida de 30-40 años. La tabla III lista varios accidentes de condición III.

Condición IV

Esta cuarta categoría está formada por sucesos que son muy improbables, pero que se postulan porque sus consecuencias incluyen la liberación de grandes cantidades de radiactividad. A estos accidentes se les conoce también con el nombre de accidentes base de diseño, ya que dan las condiciones de operación más adversas para los sistemas de seguridad y fijan sus límites de diseño. La tabla IV lista los accidentes de condición IV.

La tabla V da los criterios de aceptación para los accidentes de condición II, III y IV. Como se ve, estos criterios de aceptación están basados en probabilidad-consecuencia. Al disminuir las probabilidades de un accidente se permite un aumento de sus consecuencias, estando

T. I

CONDICIONES DE LA PLANTA SEGUN A.N.S.I. 18.2

CONDICION I

Operación normal y transitorios operacionales

CONDICION II

Accidentes de frecuencia moderada

CONDICION III

Accidentes infrecuentes

CONDICION IV

Accidentes limitativos

T. II

ACCIDENTES DE CONDICION II

Extracción incontrolada de barras de control, desde una condición subcrítica.

Extracción incontrolada de barras de control a potencia.

Falta de alineación de barras de control.

Dilución incontrolada del boro

Pérdida parcial del flujo forzado de refrigerante del reactor.

Puesta en marcha de un circuito inactivo de refrigerante del reactor.

Pérdida de la carga eléctrica externa y/o disparo de la turbina.

Pérdida del agua de alimentación normal.

Pérdida del suministro de energía exterior a los auxiliares de la central.

Evacuación excesiva de calor a causa de defectos de funcionamiento del sistema de agua de alimentación.

Aumento excesivo de la carga

Descompresión accidental del sistema de refrigerante del reactor.

Descompresión accidental del sistema de vapor principal.

Operación imprevista del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante la operación de potencia.

T. III

ACCIDENTES DE CONDICION III

Pérdida de refrigerante del reactor, por rotura de tuberías pequeñas o por grietas en tuberías grandes, que origina la actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

Roturas pequeñas de tuberías del sistema secundario.

Carga inadvertida de un conjunto de combustible en posición inadecuada.

Pérdida total de flujo forzado de refrigerante del reactor.

Rotura de un tanque de desintegración de gases de desecho.

Extracción de un haz de barras de control a plena potencia.

T. IV

ACCIDENTES DE CONDICION IV

Roturas importantes de tuberías que contienen refrigerante del reactor hasta, inclusive, la rotura de tipo gillotina de la tubería de mayor diámetro del sistema de refrigerante del reactor (accidente de pérdida de refrigerante).

Roturas importantes de tuberías del sistema secundario (vapor principal y agua de alimentación principal).

Rotura de tubos de generador de vapor.

Agarrotamiento del rotor de una sola bomba de refrigerante del reactor.

Accidente de manejo de combustible.

Rotura de un alojamiento de mecanismo de barras de control (eyección de un haz de barras de control).

T. V

CRITERIOS DE ACEPTACION DE ACCIDENTES

CONDICION I

— Sin daños.

CONDICION II

- CLEN $\leq$ 1.30.
- Temp. máx. en el comb. $\leq$ 2.593° C.
- Presión en el primario $\leq$ 110 % diseño.
- Límite de radiación por debajo del 10CFR20.

CONDICION III

- Límite de radiación superior al 10CFR20, pero inferior al 10CFR100.

CONDICION IV

- Límite de radiación por debajo de 10CFR100.

T. VI

CLASIFICACION DE ACCIDENTES REALIZADA POR LA U.S.A.E.C. EN 1973

Clase

1. Incidentes triviales.
2. Escapes pequeños fuera de la contención.
3. Fallos en el sistema de desechos radiactivos.
4. Escapes de radiactividad al primario.
5. Escapes de radiactividad al secundario.
6. Accidentes durante la recarga dentro de la contención.
7. Accidentes en la piscina de combustible gastado.
8. Accidentes base de diseño considerados en el I.F.S.
9. Accidentes más severos que los de clase 8.

Pequeñas fugas.

Rotura de Tuberías.

Fallos de equipo.

Fallos del combustible.

Roturas de tubos del generador de vapor.

Caída de elementos combustibles.

Caída de objetos sobre los elementos combustibles.

Transitorios de reactividad.

Fallos múltiples de barreras o sistemas.

T. VII

CLASIFICACION DE ACCIDENTES POR SU INICIACION

Aumento del calor evacuado por el secundario (ej.: fallos en el sistema de agua de alimentación).

Disminución del calor evacuado por el secundario (ej.: disparo de turbina).

Disminución de caudal en el primario (ej.: Agarrotamiento del rotor).

Variación de reactividad y de la distribución de potencia (ej.: eyección de un haz de barras de control).

Aumento de inventario en el primario (ej.: operación inadvertida del sistema de inyección de seguridad).

Disminución de inventario en el primario (ej.: roturas en el primario).

Escapes de radiactividad procedentes de sistemas o componentes (ej.: rotura de un tanque de desintegración).

el límite superior fijado por el 10CFR100. En la actualidad no se consideran los accidentes más restrictivos que los de base de diseño y que, por lo tanto, superan las consecuencias del 10CFR100. Aunque la probabilidad de un accidente de este tipo es muy remoto, no se puede concluir que sea imposible, ya que una combinación de hechos físicamente posibles pueden llevar a la fusión del combustible. Un ejemplo de este tipo de accidentes sería una rotura de la vasija del reactor. A estos accidentes se les ha denominado a menudo con el nombre de accidentes de clase 9. Este nombre viene dado por la clasificación de accidentes preparada por la U.S.A.E.C. en 1973, que se usa para la preparación de estudios de impacto radiológico y que clasifica a los accidentes en función de la penetración de los materiales radiactivos a través de las barreras de escape de los productos de fisión. La tabla VI lista esta clasificación de accidentes.

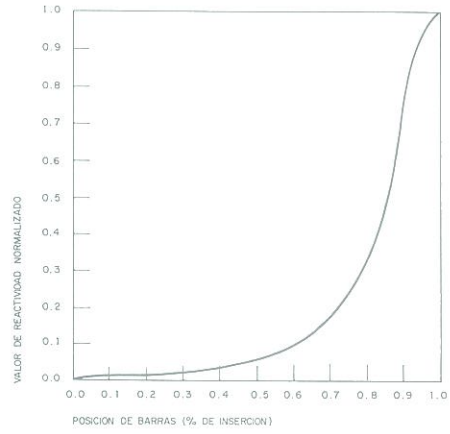
La tercera clasificación de accidentes está basada en el suceso iniciador del mismo. La principal ventaja de este tipo de clasificación es que los métodos de análisis para cada grupo son los mismos, al estar agrupados los accidentes del mismo tipo, aunque tengan distintas consecuencias (tabla VII).

DISEÑO DE SISTEMAS RELACIONADOS CON EL ANALISIS DE ACCIDENTES

Hay básicamente tres tipos de sistemas que están relacionados directamente con el análisis de accidentes y que, por lo tanto, su diseño queda íntimamente ligado con la obtención de resultados aceptables en los mismos. Estos son los siguientes: *a)* Sistemas de protección, que incluye los sensores, canales de instrumentación, circuitos lógicos y todas las partes eléctricas y mecánicas que intervienen en la producción de un disparo o en una señal de iniciación de las salvaguardias tecnológicas; *b)* sistema de parada, que consta de las partes mecánicas y eléctricas actuadas por el sistema de protección para la inserción de reactividad (barras de control y parada), y *c)* sistemas de salvaguardias tecnológicas, formados por los sistemas actuados por los sistemas de protección, con excepción del sistema de parada.

El diseño de estos tres sistemas de seguridad se hace en base a los distintos accidentes postulados para el reactor. Como se ha visto en las clasificaciones

F. I



anteriores, para cada accidente existe unas condiciones de aceptación. Estas condiciones de aceptación son las que definen el diseño de los sistemas de seguridad. Por lo tanto, el diseño de estos sistemas viene limitado por los niveles de daño aceptables al núcleo, escapes radiactivos, etc. Como se ha discutido anteriormente, para el diseño sólo se consideran ciertos accidentes, suponiendo que accidentes más severos son imposibles o, al menos, muy improbables, por lo que el riesgo para el público no es muy grande a pesar de que los sistemas de seguridad no estén diseñados para ellos. Por ejemplo, el diseño del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo queda determinado por los accidentes de pérdida de refrigerante, resultantes de diversos tamaños de rotura en el circuíto primario. Los criterios que debe cumplir este sistema vienen dados en el 10CFR50.46. Sin embargo, este sistema no está diseñado para otro tipo de accidentes como, por ejemplo, la rotura de la vasija. Se considera que la rotura de la vasija es, debido a su cuidadoso diseño, un accidente muy improbable, para el que no es necesario diseñar el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. A continuación se van a analizar someramente las áreas de diseño de los sistemas de seguridad en los que los accidentes tienen un mayor impacto.

Detección de accidentes

Además de detectar los accidentes, se deben generar las señales de protección necesarias para mitigar las consecuencias de los mismos en un período de tiempo suficientemente corto como para asegurar que dichas consecuencias no superen las permitidas. Pero al mismo tiempo, se debe cuidar de que estas señales no perturben el funcionamiento normal de la planta (señales espúreas). La selección de parámetros a vigilar y de los puntos de tarado no es fácil, ya que la mayoría de los parámetros que indican un accidente no son directamente medibles (por ejemplo, distribución de potencia). Por lo tanto, estos parámetros se deben deducir de otros que si son medibles como flujo neutrónico, temperatura, etc. El tiempo de respuesta de estas variables medidas es muy importante en la detección de accidentes. Por ejemplo, el aumento de temperatura del refrigerante al atravesar el núcleo es una buena medida de la potencia. Sin embargo, si se trata de detectar un transitorio de sobrepotencia, la temperatura tardará en variar, mientras que el flujo neutrónico variará de forma casi inmediata. El problema que tiene el utilizar la medida de flujo neutrónico es que está localizada en el núcleo y que, por lo tanto, puede detectar también las variaciones normales que se producen en el núcleo al variar la distribución de potencia. Por lo tanto, los valores de disparo de este parámetro deben considerar los posibles disparos espúreos que se pueden producir como consecuencia de las variaciones de potencia o de maniobra con las barras de control, durante la operación normal. Este tipo de dificultades se presentan en casi todos los disparos, siendo siempre difícil de conjugar un valor conservativo para un disparo, que al mismo tiempo no dispare de forma innecesaria durante el funcionamiento normal de la planta.

Lógica de protección

Una vez que se han generado las señales apropiadas, el diseñador debe decidir qué sistemas deben ser accionados para cada una de estas señales. Generalmente se seleccionan unos valores límites para unos parámetros críticos determinados. Una vez que estos valores se superan se genera una señal de disparo del reactor, pero en muchas situaciones, la actuación indiscriminada de todas las salvaguardias puede que no sea necesaria ni deseable. Por ejemplo, en el caso anterior de un transitorio de sobrepotencia, el reactor debe ser automáticamente disparado, pero la inyección de agua fría del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo puede agravar el transitorio. La lógica de protección tiene que estar diseñada para responder a los diversos accidentes postulados, pero al mismo tiempo no debe interferir con el funcionamiento normal de la planta.

Requerimientos funcionales

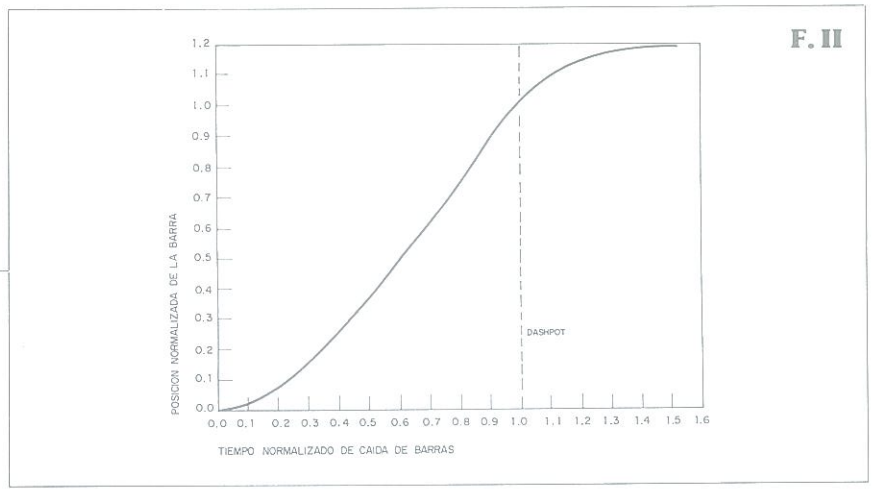
Para algunos sistemas de seguridad como los de parada es relativamente fácil especificar sus requerimientos. El diseñador tendrá que calcular la inserción de reactividad necesaria para cada accidente y condición de operación y deberá asegurar que el sistema de parada tiene la suficiente reactividad para llevar el reactor a condición subcrítica en un período de tiempo determinado para todas las condiciones postuladas.

En el caso del sistema de salvaguardias tecnológicas es más difícil el definir los requerimientos. Estos requerimientos deben incluir un caudal mínimo y, a menudo, un caudal máximo, un tiempo mínimo de respuesta del sistema funcionando con el suministro normal de energía o con el de emergencia y al mismo tiempo deben estar diseñados para funcionar durante largos períodos de tiempo.

Debido a la normalización de las plantas, los resultados de los análisis de accidente de una planta particular, no suelen tener grandes variaciones sobre los de la planta normalizada de las mismas características. El diseño de la planta normalizada ya viene fijado por los resultados del análisis del accidente, por lo que en general los análisis hechos para una planta en particular no deben dar resultados inaceptables. Sin embargo, se puede dar el caso de que los resultados de algunos accidentes para una planta particular supere por algún motivo los resultados aceptables. En este caso habría varias opciones: *a)* cambio de los sistemas de seguridad (hardware y software). Esta opción no se seguiría a menos de ser totalmente necesaria. *b)* Cambio en los puntos de tarado del sistema de protección del reactor. Como se ha visto anteriormente, una modificación de estos valores puede ser inaceptable para el funcionamiento normal de la planta al producir señales espúreas. *c)* Otra alternativa posible sería la modificación de los parámetros de operación como presiones, temperatura o factores de pico, tratando siempre de evitar una disminución de potencia de la planta. En la práctica el método usado, que generalmente suele ser suficiente es: *a)* variación de los puntos de tarado, *b)* mejora de la distribución de potencia con disminución de los factores de pico. Generalmente esta disminución se consigue con unas técnicas analíticas más depuradas, sin necesidad de cambiar el diseño del núcleo.

METODOLOGIA DE ANALISIS DE ACCIDENTES

Un primer paso para desarrollar un sistema de protección y una metodología para realizar los análisis de accidentes es determinar los parámetros que son críticos para la seguridad de la planta. Por ejemplo, la integridad de la vaina se puede perder debido a problemas de ebulli-



ción nucleada que a su vez se puede producir debido a una disminución de presión en el primario o a un aumento en la temperatura de la vaina, como en el caso de un accidente en el que se pierde el caudal forzado de refrigeración del núcleo, pudiéndose alcanzar el límite de ebullición nucleada con el subsiguiente daño al núcleo. Las condiciones iniciales que se suponen en un accidente son sus valores más limitativos dentro de su rango de disponibilidad. Por ejemplo, para analizar un transitorio en el que el límite de ebullición nucleada sea crítico, se supondrá que la presión que existe al principio del transitorio es la más baja posible dentro del diseño del sistema de control de presión del presionador, para minimizar el margen para el límite de ebullición nucleada (L.E.N.). Para el modelo del transitorio se utilizan códigos de ordenador. Estos códigos se basan en modelos matemáticos, como, por ejemplo, en los modelos de la cinética puntual de los neutrones. Estos modelos dependen de coeficientes de reactividad y cinéticos como: *a)* coeficiente de temperatura del moderador, *b)* coeficiente doppler, *c)* valor del boro, *d)* fracción de neutrones retardados, *e)* tiempo de generación de los neutrones inmediatos, etc.

Antes de escoger estos valores para realizar un análisis de algún transitorio se examinan los valores al principio del ciclo, al final del ciclo, a cero de potencia y al 100 % de potencia. Tambien se consideran las condiciones con todas las barras fuera y con las barras introducidas hasta su límite de inserción. Basándose en estas condiciones de la planta se escoge el valor más limitativo. Por ejemplo, para evaluar los resultados de una rotura en línea de vapor, el parámetro más limitante es la inserción de reactividad positiva debido al enfriamiento. Por este motivo se utiliza un valor para el coeficiente de temperaturas del moderador que es el del final de la vida, que es el que resulta en la máxima adición de reactividad. A veces estas hipótesis pueden resultar en inconsistencias físicas, como, por ejemplo, utilizar un determinado parámetro con un valor de principio del ciclo y utilizar el valor de final del ciclo para otro parámetro. Sin embargo, de esta forma se consiguen resultados más conservativos.

Cuando se evalúa la inserción de reactividad, después de un disparo del reactor, se supone que la distribución axial de potencia antes del disparo está formada y desplazada hacia el fondo. La reactividad insertada por una barra de control es proporcional al cuadrado del flujo en el extremo de la barra. Por lo tanto, si suponemos que la distribución de potencia está desplazada hacia el fondo, el valor de la barra será despreciable hasta que ésta alcance las zonas de mayor flujo. Esto resulta en un retraso de inserción de reactividad en el caso de un disparo. Como se ve en la figura 1, que ilustra la discusión anterior, la barra tiene que estar insertada hasta un 90 % de su posición, antes de introducir una cantidad apreciable de reactividad en el núcleo. La posición de la barra de control en función del tiempo posterior al disparo se determina de forma práctica. En la figura 2 se observa que apenas se introduce reactividad durante los dos primeros segundos de caída de la barra, lo que retrasa la introducción de reactividad después de un disparo.

Las especificaciones técnicas dan el tiempo máximo de caída de barra que debe cumplir la planta. El operador debe verificar que el tiempo de caída de barras es menor o igual que el mencionado en las especificaciones técnicas para asegurar que las hipótesis del análisis de accidentes son conservativas.

Condiciones iniciales

Como se ha mencionado anteriormente, para analizar los accidentes se eligen las condiciones iniciales más limitantes, considerando los errores de la instrumentación y los errores calorimétricos.

A continuación se dan unos valores típicos:

- Potencia X 1,02
- T media ± 2,22° C
- Presión en el primario ± 2,10 kg/cm^2
- Caudal en el primario – 10 %

Por ejemplo, el factor 1,02 de la potencia viene dado por el error calorimétrico. El error de temperatura corresponde a un sistema de control de barras que tiene una banda muerta de 0,83° C y un error máximo de 1,39° C.

Para que todas estas hipótesis usadas en el análisis de accidentes sean conservativas, la planta debe operar de acuerdo con las especificaciones técnicas.

Puntos de tarado de los disparos del reactor

Las especificaciones técnicas dan el punto de tarado permisible para los disparos del reactor, incluyendo la posible deriva de la instrumentación. Una vez que se conoce el límite dado por las especificaciones técnicas, se puede calcular el límite utilizado en el análisis de accidentes sumando todos los errores posibles en la peor dirección. Como ilustración se va a realizar el cálculo para el caso del disparo por alto flujo neutrónico. El límite dado por las especificaciones técnicas para este disparo es 110 %. Sin embargo, en el análisis de seguridad el disparo ocurre al 118 %, debido a las siguientes consideraciones:

Punto de tarado	109 %
Deriva	1 %
Límite de especificaciones técnicas	110 %
Precisión en la medida:	
Error calorimétrico	2 %
Distribución de potencia	5 %
Error de calibración del rack	0,5 %
Precisión del comparador	0,5 %
Valor utilizado en el análisis de accidentes	118 %

Evidentemente este valor sólo se alcanza si todos los posibles errores se combinan del modo más desfavorable. Se realizan cálculos similares al anterior para todos los disparos. Nótese que la base para estos cálculos es el valor dado en las especificaciones técnicas, por lo que cuando la planta funciona fuera de especificaciones los análisis de accidentes pierden parte de su validez.

El análisis de seguridad y los transitorios mejor estimados

Los análisis presentados en el informe final de seguridad representan los casos peores y suponen que todos los parámetros físicos tienen los valores más limitantes. Las condiciones iniciales son las más limitativas posibles dentro de las especificaciones técnicas. Se debe de tener en cuenta que si estos transitorios se realizaran utilizando parámetros «mejor estimados», la respuesta de la planta puede ser diferente de la que se señala en el Informe de Seguridad.