

# **Tercer Ejercicio. Seguridad Nuclear**

## **Tema 3.A.23**

### **Análisis de accidentes en el estudio de seguridad de reactores de agua ligera. Especificaciones de funcionamiento.**

#### **INDICE**

Resumen .....	1
Relación con otros temas del temario .....	2
1 Introducción. ....	3
2 Barreras de protección y límites de seguridad. ....	3
2.1 El enfoque de límites de seguridad.....	5
3 Análisis de transitorios y diseño de la protección automática .....	7
3.1. Clasificación de sucesos y transitorios .....	8
3.2 Obtención de los criterios de aceptación .....	13
3.3 Selección de sucesos y accidentes base de diseño .....	14
3.4 Análisis de los transitorios base de diseño .....	16
3.5. Análisis radiológico de accidentes .....	17
4. Las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) .....	19
REFERENCIAS .....	23

#### **Resumen**

El objetivo del diseño de la protección de una planta es la limitación de la magnitud de los daños que ésta puede generar, en función de la frecuencia con la que dichos daños se pueden producir. La normativa establece límites de daño radiológico para el funcionamiento de las instalaciones nucleares tanto en operación normal como en distintos tipos de accidentes. A partir de estos límites radiológicos se obtienen otros más fáciles de manejar para el diseño de las protecciones de la instalación. En este proceso de transformación de límites juega un papel esencial la existencia de barreras de retención de los productos radiactivos. El resultado es la obtención de los llamados límites de seguridad de barreras que se utilizan como criterios de aceptación en los análisis de la eficacia de las protecciones diseñadas.

Las protecciones automáticas se diseñan para contrarrestar el efecto de determinados tipos de sucesos que pueden afectar a la instalación. La primera tarea del diseñador es decidir qué situaciones van a estar contempladas en el diseño y cuáles no; sin embargo, la decisión no es sólo suya ya que la normativa impone algunas condiciones. Los sucesos de los tipos considerados se clasifican entonces según su severidad y el tipo de protección necesaria en grupos caracterizados por la frecuencia de ocurrencia de los sucesos agrupados. De cada grupo se eligen un conjunto pequeño de representantes

en los que la generación de daño es potencialmente mayor o en los que la eficacia de la protección es menor y que se conocen como transitorios base de diseño.

El análisis de los transitorios base de diseño se realiza para comprobar, por una parte, que se respetan los límites de seguridad de barreras y, por otra, que el respeto de dichos límites es condición suficiente para cumplir con los límites de daño radiológico. Esta segunda parte se conoce como “análisis radiológico de accidentes” y es un claro punto de unión entre la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica.

La consistencia entre los análisis de transitorios base de diseño y la operación real de la planta se garantiza mediante el cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que son un conjunto de restricciones recogidas en un documento oficial de explotación y que son de obligado cumplimiento. Las restricciones impuestas por estas especificaciones se derivan de las hipótesis realizadas en el análisis de transitorios cuyo cumplimiento condiciona el resultado favorable de dichos análisis.

## Relación con otros temas del temario

El presente tema es una ampliación del tema C8 del primer ejercicio. De hecho, muchos párrafos son comunes entre ambos temas. Tiene por tanto relaciones similares a las enumeradas en aquel tema, pero también tiene algunas más específicas.

Este tema se inscribe en un grupo de temas relacionados con el análisis de transitorios y accidentes. En éste se presenta una visión general mientras que el 14 desarrolla algunos de los accidentes base de diseño más significativos por su complejidad y sus múltiples implicaciones y en el tema 15 se estudian algunos de los accidentes fuera de la base de diseño como son el ATWS y el SBO, que también tienen características que los singularizan frente a otros tipos de accidentes fuera de la base de diseño.

Además, tiene relación con el tema B27 de este tercer ejercicio, correspondiente al bloque sobre Protección Radiológica, tal como se ha discutido en el desarrollo del tema.

## 1 Introducción.

La seguridad de una instalación cualquiera y en particular de las instalaciones nucleares depende en gran parte de las protecciones que incorpore. El concepto de "protección" es muy amplio y abarca desde la elección de regiones de funcionamiento que dificulten de manera natural la generación de fenómenos indeseados hasta sistemas completos dedicados exclusivamente a contrarrestar los efectos derivados de un funcionamiento anormal de la instalación.

En condiciones de operación normal, los daños que puede generar la instalación deberán estar, lógicamente, limitados a valores muy bajos o nulos. Este objetivo debe contemplarse de forma explícita en el diseño de los sistemas encargados de realizar la función principal de la instalación (la generación de energía eléctrica en el caso de las centrales nucleares).

Cuando ocurren determinados sucesos que alteran el funcionamiento normal de la instalación y pueden desembocar en la generación de un daño apreciable es cuando se necesita la intervención de la protección. El objetivo de seguridad es que, en aquellas situaciones que se pueden presentar de forma relativamente habitual, se mantenga el daño limitado a niveles similares a los de operación normal y que las situaciones en que se pueden generar daños importantes sean tanto más improbables cuanto mayor sea la magnitud del daño resultante. El límite de daño es, por tanto, una función de la frecuencia de las situaciones que lo generan tal como se representa en la Figura 1. Esta figura, sin embargo, es meramente cualitativa ya que, en la práctica, el límite de daño suele tener la forma de una escalera cuyos tramos verticales son los límites de daño establecidos y cuyos tramos horizontales separan los rangos de frecuencia donde cada límite es aplicable. En el caso de instalaciones nucleares la medida del daño se hace habitualmente en términos de dosis radiológica y los límites de daño se establecen en términos de dosis permitidas.

Para lograr el objetivo de seguridad, el diseño de la protección se basa en el análisis de determinados transitorios<sup>1</sup> significativos, cuyos resultados quedan reflejados en el Estudio de Seguridad (ES) de la instalación requerido por el RINR.

## 2 Barreras de protección y límites de seguridad.

En una instalación nuclear, el daño último que se trata de evitar es la dosis radiológica a las personas, al medio ambiente o al patrimonio. Sin embargo, la relación entre las variables de proceso de la instalación y el daño radiológico en el medio exterior no es fácil de establecer. La variable *dosis* está

---

<sup>1</sup> Entendemos por "transitorio" cualquier situación no estacionaria de la central. Es un término genérico que abarca desde cambios de potencia o de modo de operación contemplados en funcionamiento normal hasta grandes accidentes con efectos catastróficos.

muy alejada, en términos de modelación, de las variables de proceso de una central como por ejemplo presiones, caudales o temperaturas. Por ello se hace necesario dividir el problema general en un conjunto de problemas parciales y esta división será tanto más útil cuanto más desacoplados estén entre si los problemas parciales.

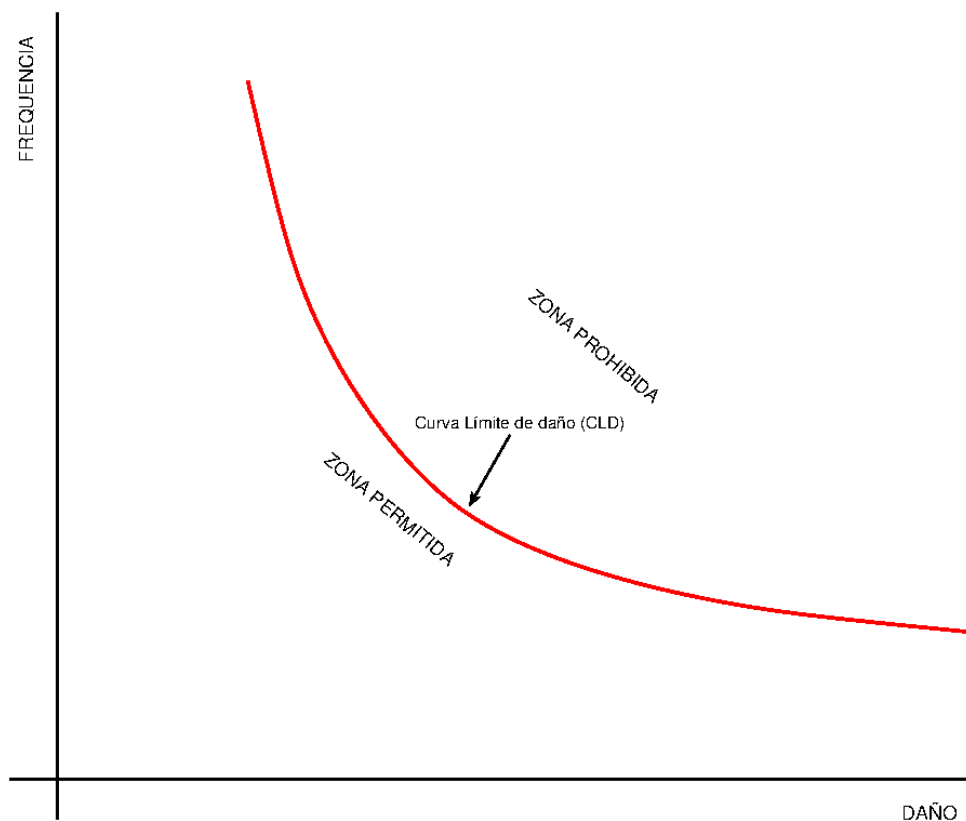


Figura 1: Representación del límite de daño

Se pretende, por tanto, obtener un conjunto de límites, subordinados a los límites de dosis, que puedan ser aplicados a variables medibles más cercanas a las de proceso. La existencia de barreras físicas destinadas a contener los materiales radiactivos juega un papel clave en este proceso de simplificación. La idea de fondo se puede resumir en tres puntos:

1. Puesto que la dosis es consecuencia de la dispersión de material radiactivo, se pueden establecer límites de liberación de ese tipo de material de forma que se impida la generación de dosis superiores a los límites permitidos.
2. Las barreras de protección tratan de impedir la liberación de materiales radiactivos, por lo que se debe intentar mantener su integridad. Por tanto se pueden imponer límites de degradación de las barreras de forma que se impida la liberación de cantidades de material radiactivo por encima de los límites del punto anterior.

3. El nivel de integridad de las barreras de protección tiene una relación bastante directa con las variables de proceso.

Esquemáticamente, la generación de daño se ilustra en la Figura 2 donde se observa que la pérdida de integridad de las distintas barreras (representadas en verde) o el baipás de las mismas genera la liberación de determinadas cantidades de productos radiactivos que, después de un proceso de transporte, generan dosis en el entorno.

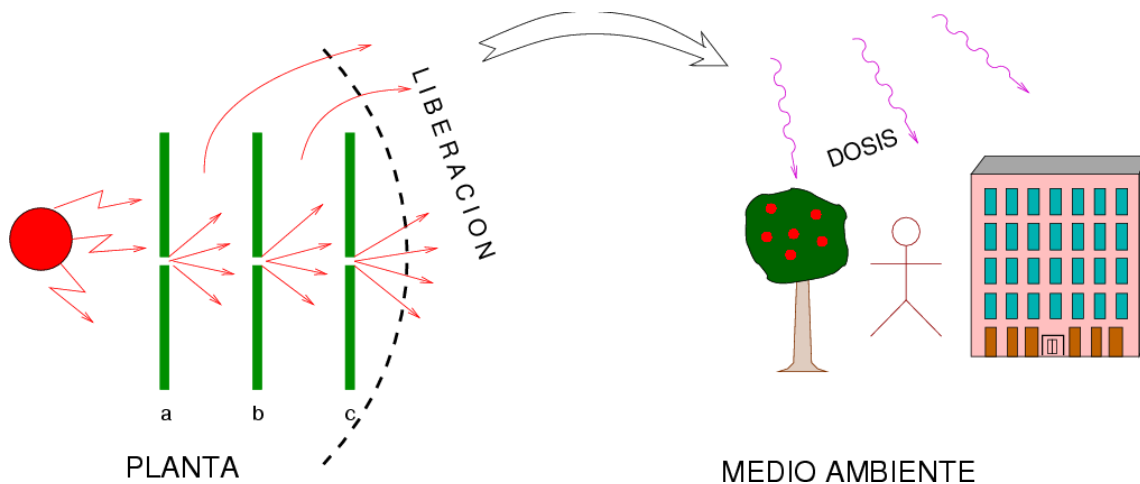


Figura 2: Esquema de la generación de daños radiológicos

Hay que puntualizar que la obtención y utilización de límites subordinados a los de dosis, definidos en términos de liberación radiactiva (llamada también *término fuente*) o de integridad de barreras, no reemplaza a los límites de dosis. Estos siguen siendo aplicables de forma explícita, siendo esta aparente duplicidad una expresión más del principio de defensa en profundidad. ¿Donde está, pues, la ventaja de utilizar límites subordinados? La respuesta es que permiten reducir drásticamente el número de casos en los que se debe analizar el impacto radiológico, como se verá en el apartado 3.5.

## 2.1 El enfoque de límites de seguridad

Un paso más en el proceso de conversión de límites es obtener, a partir de los límites de integridad de barreras, otros límites expresados ya en términos de variables de proceso, que son las variables físicas que describen el comportamiento de la instalación u otras obtenidas como función de ellas.

Una barrera puede fallar de distintos modos, según el tipo de agresión que sufra y las condiciones en las que ésta se produce. Se define como *variable de seguridad* una función de las variables de proceso que es indicativa de un determinado tipo de amenaza a una barrera de protección. Se define como *límite de seguridad* un valor de una variable de seguridad que divide el

rango de valores posibles de dicha variable en dos regiones, una que se considera segura y otra insegura. La elección de variables y límites de seguridad se hace de manera que mientras la variable de seguridad tenga valores dentro de la zona segura se puede garantizar con suficiente nivel de confianza que no se va a producir el modo correspondiente de fallo de la barrera. Por tanto, la entrada en zona insegura cruzando el límite de seguridad es una condición **necesaria** para que el modo de fallo se produzca. Dependiendo de la naturaleza concreta de la variable de seguridad, la zona segura puede corresponder a los valores que estén por encima o por debajo del límite de seguridad.

La determinación de límites de seguridad que garanticen el cumplimiento de los límites de integridad de barreras se debe considerar como parte del análisis de seguridad. Sin embargo, no suele hacerse instalación por instalación sino que los diseñadores realizan estudios genéricos, frecuentemente acompañados de resultados de programas experimentales, en los que se demuestra la relación entre dichos límites así como el rango de validez y el nivel de confianza de esa relación. Una vez aprobado el estudio genérico por la autoridad reguladora, en los análisis específicos de planta se deben demostrar dos cosas: que la instalación cumple las hipótesis del estudio genérico y que se respetan los límites de seguridad. Un ejemplo de este proceso es el uso de las correlaciones de DNB en centrales PWR o de CPR en las centrales BWR. En ambos casos se trata de relacionar la generación de daños locales en las vainas del combustible (criterio de integridad de barreras) con la existencia de condiciones de flujo calorífico crítico, expresadas en términos de DNBR o MCPR (variables de seguridad).

Para su uso en análisis de seguridad, el concepto de límites de seguridad suele aplicarse junto con una hipótesis conservadora adicional<sup>2</sup> consistente en suponer que el cruce de un límite de seguridad y la consiguiente entrada en zona insegura es una condición **suficiente** para que se produzca el modo de fallo de barrera asociado a dicho límite.

Cada modo de fallo de una barrera supone la pérdida de una limitación en el nivel de daño potencial. Mientras un determinado modo de fallo no se produzca, se puede asegurar que el daño se va a mantener por debajo de ciertos valores y dependerá de qué otros modos de fallo se pueden haber producido en la misma o en otras barreras. La determinación de la relación entre modos de fallo y daño radiológico es el objetivo del análisis radiológico de accidentes como se verá más adelante.

Todos los límites de seguridad deben ser respetados en operación normal y en transitorios frecuentes (frecuencias altas y muy altas). A partir de ahí, cada límite de seguridad tiene un rango de aplicación que depende de la severidad del modo de fallo asociado. Los modos de fallo menos severos se pueden producir con frecuencia moderada o baja sin que esto se considere un

---

2 Nótese que esta hipótesis no es inherente al concepto de límite de seguridad. Se usa junto con el concepto antes definido para simplificar el análisis de seguridad.

problema de seguridad. En consecuencia, sus límites de seguridad no son exigibles en esos rangos de frecuencia. Los límites de seguridad correspondientes a los modos de fallo más severos son aplicables hasta frecuencias mucho más bajas aunque siempre habrá un límite de aplicabilidad, es decir, un valor de frecuencia por debajo del cual el límite no es exigible, ya que no se puede garantizar la no ocurrencia (frecuencia cero) de un modo de fallo identificado. La normativa técnica aplicable al diseño de la protección y al análisis de transitorios base de diseño define la aplicabilidad de cada límite de seguridad aunque en muchos casos esta definición se hace de forma cualitativa sin especificar rangos de frecuencia de forma explícita.

### 3 Análisis de transitorios y diseño de la protección automática

La seguridad de una instalación se consigue mediante un diseño adecuado de las protecciones. Aquellas situaciones que requieren una respuesta más rápida o más precisa y las que se presentan con mayor frecuencia son las que requieren una mayor atención por parte del diseñador y normalmente se previenen o corrigen con protecciones automáticas. Este tipo de situaciones son, además, las que mejor se prestan a la aproximación de límites de seguridad descrita más arriba. Con el término "protección automática" nos referiremos a la parte de la protección de la planta que se analiza en el capítulo 15 de los Estudios de Seguridad<sup>3</sup> aunque en algunos casos puntuales los análisis incluidos en dicho capítulo contemplan acciones manuales.

La protección automática no puede cubrir todo tipo de escenarios anormales que puedan ocurrir en una instalación. Ya se ha indicado qué tipo de situaciones deben ser consideradas en el diseño de la protección. Escenarios o sucesos que se dejan típicamente fuera del alcance de la protección automática son, entre otros, aquellos que se inician desde situaciones operativas no esperables durante el funcionamiento de la planta o los que suponen la ocurrencia de múltiples fallos independientes entre sí. Los escenarios en los que se exige por diseño que la protección automática sea eficaz deben estar suficientemente bien definidos y forman la base de diseño de la protección. Los escenarios que quedan fuera de la base de diseño deben ser muy poco probables y en todo caso, estarán contemplados en el ámbito de la gestión de accidentes, que no es objeto del presente tema.

Puesto que la base de diseño de la protección automática es solo un subconjunto de todos los escenarios posibles de la planta, el diseño de la protección debe hacerse partiendo de unos límites de daño aplicables solo a la base de diseño y que por tanto deben ser más restrictivos que los generales representados de forma genérica en la Figura 1. Como se verá más adelante, el conjunto de escenarios base de diseño se divide en varias clases según su

---

3 Capítulo 15 de los ES que se ajustan al "Standard Format and Contents of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants (LWR Edition), R.G. 1.70" de la NRC.

severidad y frecuencia. Los límites de daño y sus derivados límites de integridad de barreras y límites de seguridad se definen para cada una de esas clases. Esta forma de especificar los límites aplicables es equivalente a usar una curva límite de daño, similar a la de la Figura 1, pero que tiene una forma escalonada. La Figura 3 muestra un ejemplo tomado de la normativa británica [ref. 6, párrafo 599] en el que se definen límites de daño (dosis) exigibles para accidentes que estén incluidos en la base de diseño.

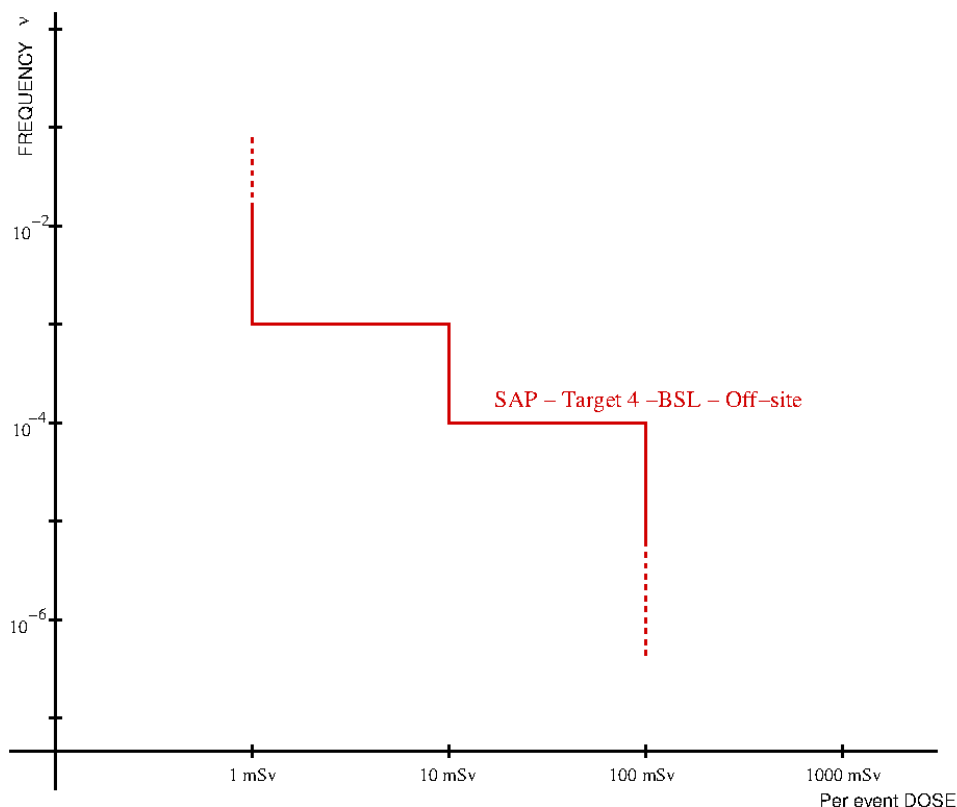


Figura 3: Límites de daño en función de la frecuencia definidos en la normativa británica para accidentes base de diseño.

El diseñador debe identificar en primer lugar las barreras existentes, los modos de fallo posibles de cada una de ellas y las variables de seguridad más apropiadas. Partiendo entonces de los límites de daño y de integridad de barreras impuestos por la regulación, debe definir los límites de seguridad correspondientes a cada modo de fallo de forma que se respeten dichos límites de daño.

### 3.1. Clasificación de sucesos y transitorios

El diseño de la protección debe ser un proceso sistemático de manera que se asegure que quedan bien cubiertas todas las situaciones de interés. Por otra parte, el tipo de sucesos o fenómenos que se deben afrontar es bastante variado por lo que es necesario contemplar distintos tipos de protecciones.



Todo esto hace necesario que, como actividad previa al diseño (aunque sometida también a un alto grado de realimentación durante el proceso), sea necesaria una clasificación de los posibles sucesos y transitorios, desde distintos puntos de vista.

Como una forma de facilitar la completitud, se suele hacer una clasificación inicial de los sucesos que pueden afectar a la instalación (y los transitorios subsiguientes) de acuerdo con el efecto que tienen sobre las variables que pueden afectar a sistemas importantes y sobre todo al núcleo del reactor. Esta clasificación aparece de manera explícita en la mayoría de los Estudios de Seguridad (aunque no en todos) y está bastante normalizada ya que tiene su origen en una tabla de la Guía Reguladora 1.70 [ref. 5] de la NRC. Es frecuente que en esta clasificación aparezcan incluso los sucesos que no se analizan en una central particular por quedar cubiertos por otro suceso o por ser incompatibles con la tecnología de la central. Con el fin de dar una idea del tipo de sucesos y fenómenos contemplados, se incluye a continuación un ejemplo de este tipo de clasificación, tal como aparece en el ES de una central PWR típica:

1. Incremento en la eliminación de calor por el sistema secundario:
  - a) Funcionamiento anormal del sistema de agua de alimentación que ocasiona una disminución en la temperatura de agua de alimentación.
  - b) Funcionamiento anormal del sistema de agua de alimentación que ocasiona un aumento en el caudal de agua de alimentación.
  - c) Funcionamiento anormal o fallo del regulador de presión de vapor que ocasiona un aumento del caudal de vapor.
  - d) Apertura inadvertida de una válvula de alivio o de seguridad del generador de vapor.
  - e) Espectro de fallos de la tubería del sistema de vapor dentro y fuera de la contención.
2. Disminución de la extracción de calor por el sistema secundario:
  - a) Funcionamiento anormal o fallo del regulador de presión de vapor que ocasiona una disminución del caudal de vapor.
  - b) Pérdida de carga eléctrica exterior
  - c) Disparo de turbina (cierre de las válvulas de parada).
  - d) Cierre inadvertido de las válvulas de aislamiento del vapor principal.
  - e) Pérdida de vacío del condensador y otros sucesos que resulten en disparo de turbina.
  - f) Pérdida coincidente de energía eléctrica exterior y local (alterna).
  - g) Pérdida del caudal normal de agua de alimentación.
  - h) Rotura de una tubería del sistema de agua de alimentación.

3. Disminución en el caudal del sistema del refrigerante del reactor:
  - a) Pérdida parcial del caudal de refrigerante del reactor.
  - b) Pérdida completa del caudal forzado de refrigerante del reactor.
  - c) Agarrotamiento del rotor de la bomba de refrigerante del reactor (rotor bloqueado).
  - d) Rotura del eje de la bomba de refrigerante del reactor.
4. Anomalías de reactividad y de distribución de potencia:
  - a) Retirada incontrolada de un grupo de barras de control desde un estado subcrítico o de arranque en baja potencia.
  - b) Retirada incontrolada de un grupo de barras de control en situación de potencia.
  - c) Posición errónea de haces de barras de control (mal funcionamiento del sistema o error del operador).
  - d) Puesta en marcha de un lazo inactivo de refrigerante del reactor a una temperatura incorrecta.
  - e) Funcionamiento anormal o fallo del controlador de caudal en un lazo BWR que ocasiona un incremento de caudal del refrigerante del reactor (no aplicable).
  - f) Funcionamiento anormal del sistema de control químico y de volumen que ocasiona una disminución de la concentración de boro en el refrigerante del reactor.
  - g) Carga inadvertida y operación de un elemento combustible en una posición inadecuada.
  - h) Espectro de accidentes de expulsión de un haz de barras de control.
5. Aumento en el inventario del sistema de refrigerante del reactor:
  - a) Operación inadvertida del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante la operación a potencia.
  - b) Funcionamiento anormal del sistema de control químico y de volumen que ocasiona un aumento en el inventario del sistema de refrigerante del reactor.
  - c) Transitorios BWR (no aplicable).
6. Disminución en las existencias de refrigerante del reactor:
  - a) Apertura inadvertida de una válvula de seguridad o de alivio del presionador.
  - b) Fallo de tuberías pequeñas que llevan el refrigerante primario fuera del recinto de contención.
  - c) Rotura de tubos de generador de vapor.
  - d) Fallos en tuberías del sistema de vapor de un BWR fuera de la contención (no aplicable)

- e) Accidentes con pérdida de refrigerante.
  - f) Transitorios BWR (no aplicable).
7. Escapes radiactivos:
- a) Accidente del sistema de desechos gaseosos
  - b) Accidente en los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos líquidos.
  - c) Escape radiactivo postulado debido a rotura de un tanque de líquidos.
  - d) Accidente de manejo de combustible.
  - e) Accidentes de caída del contenedor de combustible gastado.
8. Transitorios previstos sin disparo.

Una vez identificados los mecanismos que pueden afectar a la integridad de la instalación y por tanto a su capacidad para retener los productos radiactivos, hay que clasificar también los sucesos que forman la base de diseño desde el punto de vista de la potencial severidad de sus consecuencias, del tipo de protección que se necesita para prevenir o atajar el daño y de la frecuencia esperada de ocurrencia. Estos tres conceptos suelen estar indisolublemente asociados entre sí, de manera que los sucesos que se puedan atajar con un simple disparo del reactor y sin otras consecuencias que la parada de la instalación se puede admitir que ocurran con frecuencia relativamente alta mientras que aquellos que requieren la actuación de salvaguardias tecnológicas, y aún así pueden generar daños de cierta importancia, deben tener más limitada su frecuencia de ocurrencia.

Para este fin se utiliza en la mayoría de las centrales, al menos en las de tecnología americana, la clasificación de la American Nuclear Society (ANS) que, en el caso de las centrales PWR se desarrolla en la norma ANSI-N-18.2 [ref. 2] y en el caso de centrales BWR en la norma ANS-N212 [ref. 3]. De acuerdo con estas normas, los accidentes que conforman la base de diseño de la central se dividen en cuatro categorías de acuerdo con la Tabla 1.

Debe recordarse que el objetivo del diseño de la protección es limitar la frecuencia del daño, no la frecuencia de sucesos. Por tanto, a la hora de hacer grupos de frecuencia, la frecuencia de un suceso particular no es significativa por sí misma sino solo como contribuyente a la frecuencia del grupo al que pertenece. Debe notarse que, en las definiciones de esta tabla se utiliza la expresión "incidentes, **cualquiera de los cuales**". Esta expresión indica claramente que lo que importa es sólo la frecuencia colectiva del grupo. A buen seguro no existe ningún incidente particular de Condición II que ocurra una vez al año por central. Sí es en cambio verosímil que una vez al año ocurra alguno de los incidentes clasificados en Condición II.

<b>Categoría</b>	<b>Definición</b>	<b>Protección prevista</b>	<b>Integridad barreras</b>	<b>Límite radiológico</b>
Condición I	Operación normal y maniobras frecuentes.	No debe actuar ninguna protección	No definidas explícitamente. Se suponen las mismas de C II	No definidos explícitamente. Se suponen los mismos de C II
Condición II	Incidentes, cualquiera de los cuales puede ocurrir durante un año natural en una planta dada.	Disparo del reactor	Ninguna barrera a los productos radiactivos debe sufrir pérdida consecencial de su función.	10CFR20
Condición III	Incidentes, cualquiera de los cuales puede ocurrir durante el tiempo de vida de una planta dada.	Cualquiera	Solo una pequeña fracción de elementos combustibles pueden resultar dañados. Las barreras del RCS y contención no deben sufrir pérdidas consecuenciales de su función.	Se pueden superar los límites de 10CFR20 pero sin limitar o interrumpir el uso público de áreas más allá del radio de exclusión.
Condición IV	Fallos no esperados pero que se postulan porque sus consecuencias potenciales incluirían la liberación de cantidades significativas de radiactividad	Cualquiera	Sin límite explícito para las vainas. No roturas consecuenciales significativas de la barrera de presión del RCS. No rotura consecencial de la contención	10CFR100

Tabla 1: Clasificación de accidentes base de diseño del ANSI-N-18.2

La Tabla 1 asigna a cada clase de transitorios unos límites de aceptación, Por otra parte, las definiciones de las categorías dan una cierta idea de las frecuencias aceptables, aunque están hechas en términos cualitativos. Por tanto, la Tabla 1 proporciona una información de la misma naturaleza que la de la Figura 3, aunque de forma cualitativa. En otras palabras, la Tabla 1 puede considerarse como la definición cualitativa de la curva límite de daño que debe servir como punto de partida del diseño de la protección automática.

Continuando con el ejemplo del mismo ES citado, los sucesos listados anteriormente se clasifican en las categorías del ANSI-N-18.2 de la manera siguiente:

Sucesos de Condición II: 1(a), 1(b), 1(c), 1(d), 2(b), 2(c), 2(d), 2(e), 2(f), 2(g), 3(a), 4(a), 4(b), 4(c), 4(d), 4(f), 5(a), 5(b), 6(a), 6(b).

Sucesos de Condición III: Partes de 1(e), 3(b), 4(c), 4(g), Partes de 6(e), 7(a), 7(c), 7(e).

Sucesos de Condición IV: Partes de 1(e), 2(h), 3(c), 3(d), 4(h), 6(c), Partes de 6(e), 7(d).

Debe observarse que en este listado no se han incluido sucesos de Condición I. Estos sucesos, que tienen la consideración de transitorios de operación normal, no son objeto directo del análisis de transitorios en el capítulo 15 del ES sino que se utilizan solamente para determinar las condiciones más desfavorables de funcionamiento normal desde las que puede ocurrir alguno de los incidentes listados.

### **3.2 Obtención de los criterios de aceptación**

Los límites de dosis que aparecen en la Tabla 1 corresponden a la normativa legal definida en la regulación americana. Cuando existen límites equivalentes en la legislación nacional tienen lógicamente prevalencia sobre los que se citan en la normativa técnica. Por ejemplo, los límites de dosis que se aplican en España para transitorios de Condiciones I y II no son los del 10 CFR 20 sino los que se definen en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. En otros casos, se adopta de forma explícita o implícita la normativa del país originario de la tecnología. Por ejemplo, para accidentes de Condición IV se usa en España la normativa del 10CFR100 que establece unos límites máximos de dosis en las fronteras de las áreas de exclusión y de baja población para este tipo de accidentes postulados. Por otra parte, en el mismo nivel legislativo, la regulación americana establece en el 10CFR50 algunos criterios tanto de integridad de barreras (p. ej. criterios generales 14, 16, 28, 31, 35, 51 del Apéndice A) como de cumplimiento con límites de seguridad (p. ej. criterios generales 10, 15, 16, 20, 25, 29, 33, 34, 38, 41, 50 o capítulo 50.46) e incluso de limitación de efluentes (criterio 60).

Sin embargo, los principios establecidos en este nivel no siempre son suficientemente concretos para su aplicación práctica. Solo en el caso del 10CFR50.46 se desciende a un nivel de detalle en el que se llegan a establecer los límites de seguridad aplicables. En otros casos la propia norma legal hace referencia a normativa técnica ampliamente aceptada en la industria como por ejemplo el código ASME. Por último, hay casos en los que solo se establece la necesidad de definir y respetar límites adecuados. Por otra parte, aunque no se identifica una relación explícita entre límites de seguridad, límites de liberación y límites de dosis, es evidente la filosofía subyacente de aplicación de los principios de *defensa en profundidad* y ALARA, que establece relaciones de conservadurismo de los límites más “internos” (límites de seguridad) respecto a los más “externos” (límites de dosis).

Para la aplicación de los principios reguladores se debe recurrir a

desarrollos normativos de menor nivel pero mayor detalle, tales como normas ANSI, IEEE, ISO, UNE o similares, o documentos como el Standard Review Plan [ref. 4]. Como ya se ha mencionado, hay casos en los que esta normativa técnica está explícitamente mencionada en las normas legales, en cuyo caso es de obligado cumplimiento. También puede ocurrir que las normas técnicas aparezcan referenciadas en las guías reguladoras que establecen procedimientos o métodos aceptables por el organismo regulador y que, aunque no son de obligado cumplimiento, suelen ser utilizadas por la mayoría de los licenciarios. En otros casos, la elección de la norma técnica puede estar sometida al criterio del licenciario y del regulador aunque siempre debe estar bien identificada y aceptada. Aunque cada uno de estos documentos no suele contener el cuerpo normativo aplicable completo, la suma de las contribuciones de todos ellos, eliminando posibles solapamientos, proporciona soporte suficiente para definir criterios de aceptación detallados. Esta relativa dispersión normativa hace que sea fundamental que en los documentos de licencia se especifique claramente cuál es la normativa aplicable, explícitamente aceptada por el organismo regulador.

En el contexto de la normativa americana, El Standard Review Plan es un documento de referencia para la evaluación del ES y en particular para el análisis de transitorios del capítulo 15. En él se establecen criterios de aceptación bastante detallados ya que, además de identificar los criterios del 10CFR50 que deben cumplirse, menciona otros criterios específicos y asocia la ocurrencia de mecanismos de crisis de la ebullición (DNB, CPR) con daño a las vainas de combustible. Este documento contempla, en principio, solo dos categorías de accidentes, por lo que su aplicación a centrales que hagan uso de clasificaciones como la del ANSI-N-18.2 puede entrañar cierta dificultad. Establece una categoría de sucesos esperables (Anticipated Operational Occurrences, AOO) que son aquellos que pueden ocurrir al menos una vez en la vida de la planta y otra categoría de accidentes postulados. La primera agruparía las Condiciones II y III del ANSI-N-18.2 mientras la segunda sería equivalente a la Condición IV. No obstante, el propio documento considera algunas diferencias entre distintos tipos de AOO, lo que permite acomodar la clasificación del ANSI-N-18.2.

Como resultado del análisis detallado de la normativa, el diseñador acaba estableciendo unos criterios propios de aceptación del análisis, coincidentes o compatibles con los límites reguladores, para cada categoría de transitorios y accidentes definida. Muchos de estos criterios de aceptación están directamente relacionados con la prevención de modos de fallo particulares de las barreras y por tanto pueden considerarse como límites de seguridad en el sentido definido más arriba. Otros pueden ser directamente límites de daño ya que una parte importante del análisis de accidentes es la estimación de las consecuencias radiológicas.

### **3.3 Selección de sucesos y accidentes base de diseño**

Una vez que están claros los criterios de aceptación para cada categoría de accidentes hay que seleccionar en cada una de ellas uno o más transitorios

que representen adecuadamente a la categoría en su conjunto. Más adelante se discutirá qué significa “representar adecuadamente”. Ante todo, hay que recordar que solo los transitorios y accidentes que cumplen las condiciones de la base de diseño tienen que estar adecuadamente cubiertos por la protección automática diseñada. Así, por ejemplo, en los accidentes en que se produzcan múltiples fallos aleatorios independientes no se exige que la protección automática sea eficaz. En estos accidentes cabe esperar que se produzcan violaciones de determinados límites de seguridad, pero eso no significa que la protección diseñada sea inaceptable, siempre que la ocurrencia de ese tipo de sucesos sea suficientemente improbable.

A los ojos del diseñador, la clasificación de un transitorio o accidente se hace desde el punto de vista del suceso iniciador. Ya se ha comentado antes cómo se tiene en cuenta un amplio conjunto de sucesos y fenómenos y como se clasifican en categorías según su frecuencia colectiva. Podemos suponer sin riesgo de equivocarnos que el diseñador intentará clasificar como Condición II todos aquellos sucesos iniciadores cuyas potenciales consecuencias se puedan atajar con un disparo del reactor mientras que clasificará como Condición III o superior los que necesiten la intervención de alguna salvaguardia adicional. A su vez, estos últimos los intentará clasificar como Condición III si con el tipo de protecciones que se estén considerando se puede limitar drásticamente el daño al combustible, mientras que dejará como Condición IV los que sean más difíciles de atajar sin que se dañen un gran número de varillas. En este proceso de clasificación se deben tomar precauciones para no incluir en clases de elevada severidad un número elevado de transitorios ya que podrían superarse los límites de la Figura 3 (o especificación equivalente) por acumulación de frecuencia.

De entre todas las situaciones o transitorios en los que la protección automática debe ser eficaz, el diseñador selecciona con diversos argumentos, que pueden ser altamente sofisticados, un conjunto mínimo de transitorios de cada categoría en los que se somete dicha protección a las demandas más difíciles de satisfacer. Los transitorios de este conjunto pueden ser más o menos realistas, pero en general están distorsionados por la aplicación de hipótesis que tienden a buscar las situaciones en las que, manteniendo las hipótesis de diseño, las variables de seguridad se acercan más a sus límites de seguridad.

Los transitorios finalmente seleccionados reciben el nombre de *Transitorios (o Accidentes) Base de Diseño*<sup>4</sup> y sus correspondientes sucesos iniciadores son los *Sucesos Base de Diseño*. Para cada categoría, estos transitorios son los “representantes adecuados” mencionados más arriba y forman la llamada Envoltente (o Envuelta) Base de Diseño de la categoría.

---

4 Conviene resaltar que cuando se utiliza el término “Base de Diseño” en el contexto de iniciadores o transitorios, normalmente debe entenderse “Base de Diseño de la protección automática”. Otros transitorios que normalmente se califican como “más allá de la base de diseño” se utilizan, sin embargo como base de diseño de procedimientos de emergencia o guías de accidente severo que también pueden considerarse como parte de la protección, aunque en este caso se trata de protección manual.

Esta envolvente estará correctamente definida si para cualquier transitorio incluido en la categoría y para cada variable de seguridad, existe al menos un Transitorio Base de Diseño en el que dicha variable de seguridad se acerca a su límite más que en el transitorio considerado. Si se cumple esta condición, la eficacia de la protección automática en los Transitorios Base de Diseño es prueba suficiente de eficacia en todos los transitorios de la categoría.

La lista de accidentes base de diseño y la lista de tipos de accidentes que se ha descrito en el apartado 3.1 pueden ser aparentemente muy similares. Sin embargo, en la determinación de los sucesos base de diseño intervienen muchos elementos no mencionados en la lista anterior que hacen que esa coincidencia sea solo aparente. Este hecho puede inducir a confusión y es frecuente encontrar que en los Estudios de Seguridad se cita la lista de tipos de accidentes (genérica y tomada de la RG-1.70) como si fuera la lista de transitorios base de diseño, que debe ser específica de planta. Durante el proceso de selección, y teniendo en cuenta las características de la planta bajo estudio, pueden llegar a eliminarse algunos tipos de accidentes si se demuestra que la evolución posterior de la planta es comparable y menos exigente que la generada por un iniciador de otro tipo. Así por ejemplo, volviendo al ES típico que estamos usando como referencia, se indica que el cierre inadvertido de las válvulas de aislamiento de vapor principal (suceso 2(d)) no se analiza por ser similar y menos severo que el cierre de las válvulas de parada de turbina (suceso 2(c)). Por otra parte, dos sucesos base de diseño en dos plantas distintas pueden ser bastante diferentes aún en el caso de que tengan el mismo título. Estas dos últimas observaciones refuerzan la afirmación anterior de que la lista de transitorios base de diseño es específica de cada planta.

Otro ejemplo de este complicado juego de interrelaciones entre los transitorios analizados lo podemos ver en el accidente de expulsión de barra de control (suceso 4(h)) en un PWR. Consiste en suponer que se rompe el alojamiento del mecanismo de accionamiento de la barra de control, situado en la cabeza de la vasija. El escape de refrigerante a través de esa rotura arrastra a la barra de control que es lanzada contra la tapa de la vasija y por tanto queda extraída del núcleo. En la primera fase del accidente, se produce una inserción brusca de reactividad debida a la extracción de la barra. Cuando se produce el disparo del reactor y entran las demás barras de control, termina la excursión de reactividad pero permanece la fuga de refrigerante. Pues bien, en el análisis de este accidente solo se considera la primera fase del mismo ya que la segunda se considera analizada por casos más desfavorables de accidentes con pérdida de refrigerante (suceso 6(e)).

### **3.4 Análisis de los transitorios base de diseño**

El análisis de los Transitorios Base de Diseño, comúnmente conocido como análisis determinista, tiene por objetivo demostrar que, efectivamente, las protecciones automáticas diseñadas son eficaces en estos transitorios y, por consiguiente, también lo serán en los demás transitorios de cada categoría que cumplan las hipótesis del diseño. Los resultados de estos análisis son los que



se incluyen en el capítulo 15 del ES. El nivel de detalle con el que aparecen es normalmente muy escaso y cualquier evaluación de cierta profundidad requiere la disponibilidad de información adicional.

En la selección y análisis de Transitorios Base de Diseño no es solo importante la identificación del suceso iniciador. Los resultados del análisis dependen de un conjunto de condiciones tales como las condiciones iniciales desde las que se desencadena el transitorio, los sistemas disponibles, los ajustes de esos sistemas, etc. Dependiendo de las configuraciones y valores que se asignen a estos elementos condicionantes, habrá casos en los que se logre el cumplimiento de los criterios de aceptación y otros en los que no. Para garantizar que la operación de la planta sea segura, debe mantenerse en todo momento la consistencia entre las condiciones e hipótesis utilizadas en el análisis de los Transitorios Base de Diseño y las condiciones de operación de la planta. En efecto, se puede asegurar que, si estando la planta en un estado cubierto por las hipótesis del análisis, ocurre un suceso iniciador, sus consecuencias serán menos severas que las que se predicen para los transitorios base de diseño relacionados con el suceso. Por el contrario, si dichas hipótesis no se cumplen en la operación de la planta, las consecuencias del suceso iniciador pueden ser más severas y por tanto se habrá perdido la validez del análisis. Sobre este punto se volverá en el apartado 4.

### **3.5. Análisis radiológico de accidentes**

En el apartado 2 se ha explicado el proceso que permite definir límites de seguridad derivados de los límites de daño radiológico y que se utilizan como criterio de aceptación del análisis de transitorios. Aunque ese proceso de obtención de límites derivados suele ser bastante riguroso, se debe comprobar su validez. La utilización de límites de seguridad no debe romper el carácter envolvente que todo análisis de seguridad debe tener. Por eso, como se ha comentado anteriormente, hay que comprobar que el cumplimiento con los límites de seguridad garantiza el cumplimiento de los límites radiológicos. Esta parte del análisis es la que se verifica en el análisis radiológico de transitorios, que es una disciplina en la que se conectan y relacionan los campos de la Seguridad Nuclear y de la Protección Radiológica. No podemos entrar a fondo en esta materia, que es objeto de un tema completo de la especialidad de Protección Radiológica, pero sí es obligado hacer algunos comentarios para entender el papel que juega cada elemento.

Los análisis radiológicos de transitorios tienen dos partes de naturaleza bastante diferente. La primera es el cálculo del llamado *término fuente*, es decir, la cantidad y naturaleza de los productos radiactivos liberados al exterior de la instalación. La segunda es el cálculo de dosis a las personas o al medio natural como consecuencia de ese término fuente. Las disciplinas involucradas en cada fase son muy diferentes por lo que se tiende a desacoplar los cálculos. De esta forma, para el cálculo de dosis es frecuente utilizar unos determinados términos fuente típicos y comprobar en el análisis de transitorios que los términos fuente calculados son inferiores a los utilizados en la estimación de dosis.

Antes de comentar con algo más de detalle la parte del cálculo del término fuente, se pueden hacer algunas puntualizaciones sobre los cálculos específicamente radiológicos. Esta segunda parte es la que se ubica más claramente en el terreno de la Protección Radiológica. Se trata de evaluar los posibles mecanismos de dispersión, fundamentalmente por el aire y por las aguas superficiales o subterráneas, de las distintas especies radiológicas liberadas y por tanto estimar su concentración en determinados lugares de interés a lo largo del tiempo posterior al accidente. Después se evalúa el efecto de esas concentraciones sobre las personas y eventualmente sobre otros seres vivos o sobre las cosas, es decir, se hace el cálculo de dosis propiamente dicho.

En la parte de cálculo del término fuente se utilizan métodos mucho más relacionados con el resto del análisis de accidentes ya que se estudian los procesos que ocurren de puertas adentro de la instalación. Sin embargo, los cálculos que se realizan tienen algunas características propias que los distinguen de los de análisis de la protección automática.

En la selección de los Transitorios Base de Diseño utilizados para analizar la integridad de las barreras y la eficacia de la protección se utilizan criterios de maximización de la agresión a la barrera o de minimización de la eficacia de la protección. Sin embargo, los accidentes seleccionados con esos criterios no son necesariamente los que generan mayor liberación de productos radiactivos. Por ese motivo, los accidentes que se analizan para evaluar el impacto radiológico no son, en general, los mismos que se analizan para evaluar la integridad de las barreras.

En efecto, de todos los transitorios en los que se producen los mismos modos de fallo de barreras y que están clasificados en la misma categoría o Condición, se seleccionan aquellos en que la liberación de productos radiactivos es mayor.

Podría pensarse que el resultado de esta selección es un subconjunto de los Transitorios Base de Diseño analizados y que para esos transitorios se hace una prolongación del análisis para obtener una estimación de los productos radiactivos liberados y de las dosis generadas. Sin embargo, esta interpretación, inducida por la forma de presentar los análisis en el Estudio de Seguridad, no es correcta. Si bien en algunos (y sólo en algunos) de los transitorios analizados se incluye un análisis de consecuencias radiológicas, en la descripción de los casos analizados se pone de manifiesto que sólo el título es común y que bajo el mismo nombre se están analizando transitorios de muy distintas características según que el objetivo sea la integridad de las barreras o el daño radiológico. Además, se añaden algunas hipótesis específicas como concentraciones iniciales de especies radiológicas de interés en el refrigerante o en el combustible.

Volviendo al ejemplo del análisis de la expulsión de una barra de control, podemos ver, por una parte, cómo el análisis radiológico se realiza sobre un escenario muy diferente del análisis de barreras y además cómo se utilizan

hipótesis maximizantes, que pueden ser contradictorias en algunos casos, para obtener resultados envolventes de cualquier situación real cubierta por el diseño de la protección.

En efecto, mientras el análisis de límites de seguridad para este accidente se limita a estudiar la respuesta del combustible ante una inserción brusca de reactividad, para el análisis radiológico se considera un escenario radicalmente diferente. La primera diferencia es que en este caso el análisis inicial consiste en un cálculo netamente termohidráulico de la descarga de radiactividad y no un cálculo neutrónico como en el caso del análisis de barreras. Además, se supone un cierto grado de deterioro del combustible que no es el resultado del análisis de límites de seguridad sino un valor típico superior al anterior.

A la hora de estimar la descarga se consideran dos vías de escape posibles: fugas a través de la contención y descarga por las válvulas de alivio del secundario<sup>5</sup>. Cada una de estas vías se analiza en un caso independiente utilizando hipótesis específicas para maximizar la descarga. Estas hipótesis pueden incluso llegar a cambiar el escenario; de hecho, se analiza la rotura de una tubería conectada a la rama fría en vez de la rotura del alojamiento de la barra de control. Además, las hipótesis utilizadas en ambos casos son distintas para maximizar cada tipo de descarga y pueden ser incluso contradictorias. Por ejemplo, para el cálculo de las fugas por la contención se supone que toda la actividad liberada del combustible pasa a la contención mientras que para la descarga por válvulas de secundario se supone que toda la actividad queda retenida en el refrigerante. La suma de las dos descargas calculadas es, por tanto, una estimación conservadora de la hipotética descarga real y esa estimación es la que se utiliza para el cálculo de dosis y su comparación con los límites impuestos por la normativa.

#### 4. Las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)

Ya se indicó al final del apartado 3.4 que la validez de los análisis de Transitorios Base de Diseño depende de que la operación de la planta sea consistente con numerosas hipótesis y condiciones introducidas en dichos análisis. Esta consideración se extiende también al análisis radiológico del apartado 3.5.

Es necesario, por tanto, imponer un conjunto de restricciones a la operación de la planta que garanticen la validez del análisis. Estas condiciones se conocen como Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y son, por su propia naturaleza, uno de los elementos más importantes para garantizar la seguridad de la instalación. Las ETF se recogen en un documento

---

<sup>5</sup> Se supone que existe una fuga en los tubos del generador de vapor del máximo tamaño permitido por las Especificaciones Técnicas (ver apartado 4). De esta forma, la actividad del refrigerante primario, bien preexistente o bien liberada desde el combustible, puede alcanzar las válvulas de alivio del secundario.

oficial de explotación requerido por el RINR y el incumplimiento de las condiciones contenidas en este documento puede llevar a sanciones para el titular de la instalación incluso si el incumplimiento no tiene consecuencias de generación de daños.

La referencia [ref. 1], establece que “el propósito de las ETF es requerir que el estado general de la instalación sea consistente con las hipótesis del análisis de seguridad”. Estas hipótesis se refieren, según esta misma norma, a:

1. Características físicas de la planta, es decir, elementos que se espera que permanezcan constantes (p.ej., dimensionamiento de equipos y estructuras).
2. Estado de los equipos: operabilidad de sistemas y componentes.
3. Estado operativo de los equipos, es decir, parámetros físicos de los equipos que afectan a las acciones de dichos equipos o configuración del equipo en condiciones de funcionamiento.
4. Valores de las variables de proceso, es decir, caudales, temperaturas, presiones, etc. (condiciones iniciales del análisis).
5. Condiciones de los equipos y estructuras, es decir, estado de preservación de la calidad.

Existe, por tanto, una relación directa entre análisis de transitorios y ETF que no se puede ignorar. La misma referencia define seis categorías de especificaciones técnicas, a saber:

1. Límites de seguridad (Safety Limits, SL). Son límites en variables relacionadas con ciertas barreras a la liberación de productos de fisión; se eligen de manera que se asegure el mantenimiento de la integridad de la barrera.<sup>6</sup>
2. Ajustes limitativos de los sistemas de seguridad (Limiting Safety System Settings, LSSS). Límites conservadores de actuación de dispositivos de protección especificados<sup>7</sup>. Se escogen de forma que las consecuencias de determinadas condiciones de los procesos de la planta estén dentro de los límites requeridos para tales condiciones.
3. Condiciones límite de operación (Limiting Conditions for Operation, LCO). Mínimas capacidades funcionales y nivel de prestaciones de equipos,

---

6 En el contexto de las especificaciones técnicas se definen como límites de seguridad solamente aquellos límites que deben mantenerse en operación normal. Los límites que no deben superarse en transitorios se denominan en esta referencia “criterios de aceptación” aunque en otros contextos se denominan también límites de seguridad. Un ejemplo serían los criterios de aceptación del LOCA (PCT < 1204 °C; oxidación de vaina < 17%) que no se incluyen en las especificaciones técnicas y por tanto en este contexto no se consideran límites de seguridad, aunque en otros contextos si son tratados como tales.

7 En los reactores de agua ligera es frecuente encontrar dos grupos de setpoints: los relacionados con el disparo del reactor y los relacionados con sistemas que realizan otras funciones de seguridad. Los primeros se suelen incluir como LSSS mientras que los segundos se incluyen como LCO. Esta práctica es aceptable de acuerdo con la referencia [ref 1].

valores limitativos de parámetros (variables) de proceso y límites de actuación conservadores de dispositivos de protección especificados<sup>8</sup>, requeridos para la operación de la planta consistente con el análisis de seguridad o con un nivel de seguridad aceptable.

4. Requisitos de vigilancia (Surveillance Requirements, SR). Son requisitos relativos a pruebas, calibraciones, monitorización o inspección para asegurar que se mantienen el estado operacional y la calidad necesaria de los sistemas y componentes o para asegurar que se verifica periódicamente que los setpoints y las variables de proceso están dentro de las LCO. Estos requisitos especifican no sólo qué pruebas o verificaciones deben hacerse sino también la periodicidad de cada vigilancia (Surveillance Test Interval, STI).
5. Características de diseño (Design Features). Características físicas de una instalación no contempladas en otras especificaciones técnicas que, en caso de cambiar, podrían afectar de manera significativa la seguridad radiológica de la planta.
6. Controles administrativos. Requisitos relativos a la organización y la gestión, procedimientos, mantenimiento de registros, revisión y auditoría y elaboración de informes necesarios para asegurar la operación segura de la instalación.

Las LCO especifican, además de los requisitos que se deben mantener durante la operación, las llamadas “acciones de recuperación” (remedial actions), que incluyen los tiempos máximos de incumplimiento de las LCO (Allowed Outage Time, AOT) y las acciones a tomar en caso de excederse dicho tiempo. La referencia [ref. 1] no especifica criterios concretos a la hora de determinar los AOT. Solamente indica que se deben establecer de manera que se mantenga “un adecuado nivel de seguridad”. Algo similar ocurre con los STI de los requisitos de vigilancia.

La determinación de las ETF a partir de los análisis de transitorios base de diseño es un proceso iterativo y, en general, de gran complejidad. La citada referencia [ref. 1] ilustra este proceso mediante dos diagramas de flujo que han sido unificados en la Figura 5. La casilla titulada “Safety Analysis Methods” contiene todo el proceso de clasificación, selección y simulación de los transitorios base de diseño. Si los resultados no son aceptables, se modifican las hipótesis, se refinan los métodos o se cambia el diseño, repitiéndose el proceso. Una vez que se obtienen resultados aceptables se desarrollan las especificaciones técnicas que aseguren el cumplimiento de las hipótesis del análisis. Si las especificaciones desarrolladas no son suficientes para garantizar las hipótesis del diseño o si se encuentran inconsistencias tales como especificaciones contradictorias procedentes de distintos transitorios base de diseño, se reconsidera nuevamente el proceso de diseño para eliminar el problema.

En esta figura se observa:

---

<sup>8</sup> Ver nota anterior.

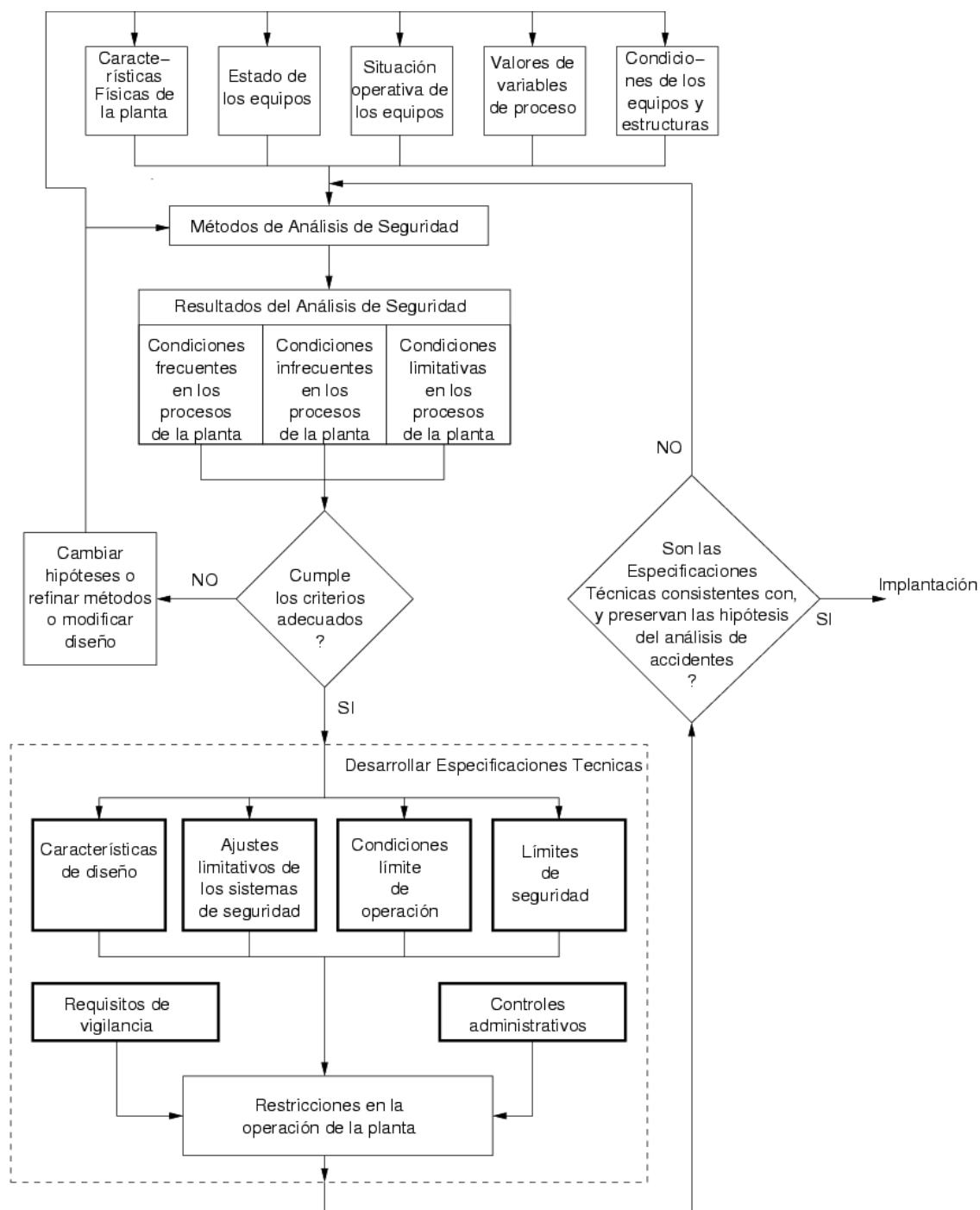


Figura 5: Relación entre las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y los análisis de seguridad.

- Hay dos tipos de ETF que no tienen relación directa con el análisis de seguridad. Se trata de los requisitos de vigilancia y de los controles administrativos que aparecen como entradas independientes y no se realimentan a través de los análisis.

- Los análisis de seguridad se realizan para distintos grupos de condiciones de planta que se distinguen básicamente por su frecuencia y a los que aplican distintos criterios de aceptación. De la denominación de estos grupos se deduce que son equivalentes a las Condiciones II, III y IV de la ANSI-N-18.2.

Aunque las LCO sí están incluidas en el lazo principal y por tanto tienen relación directa con los análisis de seguridad, la determinación de las acciones de recuperación y sus AOT asociados no están representados en la Figura 5. En realidad, estos elementos de las LCO tienen un tratamiento similar al de los requisitos de vigilancia y podrían aparecer en la figura como entradas independientes al mismo nivel que ellos.

Los documentos oficiales de la instalación, Estudio de Seguridad y Especificaciones Técnicas de Funcionamiento no reflejan, lógicamente, el proceso iterativo descrito. Estos documentos solamente recogen los resultados finales, cuya mera observación no permite casi nunca apreciar la complejidad del proceso de su obtención y la importancia de cada uno de los resultados y especificaciones para la seguridad de la planta. Incluso las Bases de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, incluidas en el documento oficial, suelen quedarse a un nivel relativamente superficial, dada la naturaleza del documento, y no suelen servir más que como punto de partida cuando se tienen que analizar las implicaciones de seguridad de una determinada especificación.

## REFERENCIAS

1. American Nuclear Society. American National Standard Criteria for Technical Specifications for Nuclear Power Stations. ANSI/ANS-58.4-1979.
2. American National Standards Institute. Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants. ANSI N-18.2. 1973.
3. ANS Trial Use Standard N212, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Boiling Water Reactor Plants," American Nuclear Society (1974).
4. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants. NUREG-0800. USNRC.
5. Regulatory Guide 1.70, "Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants". USNRC.
6. Office for Nuclear Regulation, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities. 2006 Edition, Rev. 1. <http://www.onr.org.uk/saps/saps2006.pdf>