

Tercer Ejercicio: Seguridad Nuclear

Tema 3.A.2

**Bases de diseño y bases de licencia de las centrales nucleares.
Criterios básicos de diseño aplicables a centrales nucleares.**

ÍNDICE

- 1. Introducción**
- 2. Bases de diseño y bases de licencia**
- 3. Instrucción de Seguridad IS 27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.**
- 4. Comparación de los criterios de la IS 27 con los criterios generales de diseño del Apéndice A del 10CFR50**
- 5. Los criterios de diseño en la normativa alemana**
- 6. Los criterios de diseño en la normativa del OIEA**
- 7. Mantenimiento de la documentación sobre las bases de diseño**
- 8. REFERENCIAS**

1. INTRODUCCIÓN.

Las bases de diseño y las bases de licencia de una instalación son el conjunto de requisitos en los que se fundamenta todo el proyecto de la misma y definen su nivel de seguridad. El nivel de seguridad inicial se actualiza durante su fase de explotación mediante la introducción de modificaciones de diseño para adaptarse a la evolución de la normativa, incorporar mejoras tecnológicas u optimizar la producción. Así mismo, las medidas de seguridad proporcionadas por el diseño deben complementarse durante la explotación con las medidas organizativas, los recursos humanos y los métodos de trabajo adecuados para llevar a cabo una operación segura de la misma.

Dado que los aspectos básicos del diseño de una instalación nuclear marcan intrínsecamente su nivel de seguridad, los organismos reguladores nacionales e internacionales han desarrollado un conjunto de criterios que debe cumplir el diseño de las centrales. Estos criterios se denominan criterios generales de diseño o criterios básicos de diseño y forman parte de las bases de licencia de las centrales. Las centrales cuyo diseño es posterior a la publicación de esos criterios, están adaptadas desde su origen a los mismos, pero las centrales más antiguas han tenido que reevaluarse y adaptarse en lo posible para alcanzar niveles de seguridad equivalente.

Así mismo, la experiencia de explotación de las centrales y los accidentes ocurridos en centrales de diferentes diseños en todo el mundo, han hecho que los criterios que se desarrollaron inicialmente en la normativa hayan ido evolucionando, introduciéndose mejoras con el fin de asegurar que se mantienen los niveles adecuados de protección. Las centrales deben analizar periódicamente esos cambios para incorporar las mejoras de seguridad derivadas de los mismos.

Los criterios básicos de diseño parten de unos principios generales que se desarrollan de manera específica para cada tipo de reactor. En este tema se exponen los criterios básicos de diseños desarrollados para los tipos de centrales nucleares existentes en España, que están basados en los aplicables a las centrales equivalentes en el país de origen de cada uno de los proyectos (EE.UU. y Alemania). Estos criterios se han completado y actualizados con el trabajo llevado a cabo en la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental «WENRA» («Western European Nuclear Regulators Association»), con objeto de armonizar la reglamentación de los diferentes países miembros de esta asociación. Así mismo, se resumen también los criterios desarrollados por el Organismo Internacional de Energía Atómica, que son referencia obligada para España como país firmante de la Convención de Seguridad Nuclear. Los criterios generales de diseño aplicables a las centrales españolas están recogidos en la Instrucción de Seguridad del CSN *IS 27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares* (1).

Aunque actualmente, no hay ninguna central nuclear en proyecto de construcción en España, los criterios de la IS 27 son aplicables en las revisiones de seguridad que realizan periódicamente las centrales, y en las modificaciones de diseño que se introducen habitualmente con el fin de mantenerlas actualizadas y mejorar sus condiciones de seguridad o de explotación.

Por último, dada la importancia de mantener adecuadamente actualizada la documentación de las bases de diseño de una central, se describe el programa de recopilación de bases de diseño llevado a cabo en las centrales de EE.UU. y en las centrales españolas y la supervisión que lleva a cabo el CSN sobre esta documentación.

2. BASES DE DISEÑO Y BASES DE LICENCIA

Una central nuclear se diseña para cumplir unos determinados objetivos de producción de energía eléctrica y de disponibilidad, que se deben conseguir manteniendo estrictas condiciones de seguridad. Para ello, el diseño debe asegurar que la instalación puede hacer frente a un conjunto de sucesos, tanto en condiciones normales e incidentes operacionales, como en sucesos extremos externos y en condiciones de accidente.

La seguridad nuclear consiste en la consecución de condiciones de explotación adecuadas, la prevención de accidentes y la atenuación de sus consecuencias, con el fin de proteger a los trabajadores y al público de los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes procedentes de los materiales radiactivos contenidos en el núcleo del reactor y en el combustible nuclear almacenado en la central. (Definición dada por la Directiva 2009/71/EURATOM (2), de 25 de junio de 2009 sobre Seguridad Nuclear, incorporada a la Ley de Energía Nuclear mediante la disposición adicional tercera de la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos).

Un elemento fundamental en la estrategia de protección es la interposición de sucesivas barreras que aislen las sustancias radiactivas del medio exterior y traten de evitar que, accidentalmente, salgan al exterior (*Principio de defensa en profundidad*). Las barreras físicas de protección son la propia matriz del combustible y la vaina de los elementos combustibles, la barrera de presión del refrigerante del reactor y las estructuras de la contención. Estas barreras deberán mantener su integridad durante la explotación de la central y, en caso de accidente, deben ser protegidas para limitar los daños y alteraciones que puedan sufrir y, en último término, evitar o limitar la liberación de material radiactivo. Para ello, se dota a la central de sistemas de seguridad que actúen en caso de accidente y se establecen los requisitos que deben cumplir sus estructuras, sistemas y componentes (ESC).

Los sucesos a los que debe hacer frente la central se clasifican según la probabilidad de ocurrencia y se fijan objetivos de seguridad en función de dicha probabilidad. Así, en condiciones normales de explotación y en los sucesos que se espera que ocurran con una cierta frecuencia durante la vida de la central, se requiere que no se produzca ningún daño en las barreras de protección. Otros sucesos de menor probabilidad, que pueden poner en peligro la integridad de las barreras de protección, están previstos en el diseño, fijándose límites a los daños que pueden sufrir dichas barreras con el fin de minimizar el impacto radiológico de esos potenciales accidentes. La función de los sistemas de seguridad es asegurar la refrigeración del núcleo, el control de la reactividad y el confinamiento de los materiales radiactivos, de manera que las consecuencias de esos accidentes estén acotadas dentro de los límites establecidos por la normativa. Finalmente, existen algunos supuestos de muy baja probabilidad de ocurrencia, no previstos en el diseño, para los que no son suficientes los sistemas de seguridad, y que requieren estrategias específicas de mitigación.

De acuerdo con la Directiva 2014/87/EURATOM, de 8 de julio de 2014 (3), por la que se modifica la Directiva de Seguridad Nuclear anteriormente mencionada, las **bases de diseño** son el “conjunto” de **condiciones y sucesos** que se tienen en cuenta explícitamente en el diseño de una instalación nuclear, incluidas sus actualizaciones, y que se han fijado de acuerdo con **criterios establecidos**, de manera que la instalación pueda soportarlos sin exceder los **límites autorizados** en el funcionamiento previsto de los sistemas de seguridad. (Esta definición es prácticamente la misma que la dada por el OIEA (4), salvo que aquí se mencionan explícitamente las actualizaciones del diseño que se realizan durante la vida de una central). Las bases de diseño pueden afectar a la totalidad de la instalación y entonces constituyen las bases de diseño de la misma, o únicamente a una o varias de sus estructuras, sistemas o componentes (ESC) y en este caso constituyen las bases de diseño específicas de esa ESC.

Los accidentes que se tienen en cuenta en el diseño constituyen los **accidentes base de diseño**. Según la directiva mencionada, los “accidentes base de diseño” son las condiciones de accidente en previsión de las cuales se diseña una instalación nuclear con arreglo a criterios de diseño establecidos y en relación con las cuales el deterioro del combustible, en su caso, y la liberación de materiales radiactivos se mantienen dentro de límites autorizados.

Un accidente base de diseño típico es la pérdida de refrigerante del reactor, con cuyas condiciones se calcula la capacidad de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, de manera que sus consecuencias estén acotadas dentro de los valores de dosis al exterior fijados por la normativa. Aunque la falta de refrigeración va a producir la degradación de los elementos combustibles, se establecen unos valores límites de ciertos parámetros del

combustible que no se deben superar durante el accidente. Estos límites pretenden asegurar que se mantendrá una configuración geométrica que permita la refrigeración del núcleo, una vez que empiecen a funcionar los sistemas de refrigeración de emergencia, y que se evitará la fragilización del material de las vainas del combustible tras su posterior enfriamiento. Los parámetros físicos que se utilizan para fijar esos límites son la máxima temperatura de pico de la vaina que se debe alcanzar en las varillas de los elementos combustibles durante el accidente, el máximo grado de oxidación del material de la vaina de las varillas, el máximo porcentaje de hidrógeno que se debe producir en las reacciones metal agua durante el accidente, etc... Estas limitaciones, junto con la actuación de los sistemas de aislamiento de la contención, que se diseñan a partir de este accidente o del de rotura de una tubería de vapor principal (el que dé resultados de presión y temperatura de contención más elevados para la central de que se trate), permiten mantener el impacto radiológico en el exterior dentro de los valores requeridos por la normativa (10CFR100).

En el diseño de las centrales se consideran también sucesos externos, que son aquellos cuyo origen es exterior a la central y ajeno a la misma, pero que pueden tener repercusiones sobre su seguridad. Los **sucesos externos bases de diseño** son los sucesos externos o una combinación de los mismos, que se ha tenido en cuenta en el diseño de la central nuclear o en alguna de sus partes. Entre estos sucesos externos se analizan los terremotos, inundaciones, huracanes, tornados, condiciones climáticas extremas, etc...

Pueden ocurrir otros accidentes, aunque con muy baja probabilidad, causados por múltiples fallos o sucesos externos extremos, que van más allá de los supuestos considerados en el diseño, y que se denominan **accidentes más allá de la base de diseño** (en inglés: *beyond design basis accident*). La experiencia de explotación de las centrales ha demostrado que algunos de los sucesos ocurridos debidos a fallos múltiples o a combinación de fallos de equipos y fallos humanos, han estado próximos a producir daño al núcleo. Esto indica que la probabilidad de ocurrencia de estos sucesos, aunque menor, está cercana a la de los considerados en la base de diseño. Para estos casos, entre los que se incluyen los sucesos operacionales previstos con fallo del sistema de disparo del reactor ("Anticipated Transient Without Scram", ATWS), la pérdida total de corriente alterna ("Station Blackout", SBO) y otros, se han introducido en las centrales medidas preventivas para evitar el daño al núcleo, por lo que, aunque no forman parte de la base de diseño, se consideran que constituyen una categoría especial que se ha denominado **extensión de la base de diseño**.

En los demás casos de accidentes más allá de la base de diseño, de probabilidad de ocurrencia muy remota, los sistemas de seguridad y las medidas preventivas disponibles no tienen capacidad para evitar la degradación del núcleo, por lo que sus consecuencias son más graves que las de los accidentes base de diseño y las de los incluidos en la extensión de la base de diseño. En el caso de que llegue a producirse un importante daño al núcleo se estaría en la situación que se denomina **accidente severo** (*Severe accident*) y se deben poner en marcha estrategias de mitigación específicas para este tipo de situaciones.

Según se ha indicado anteriormente, cada sistema de seguridad tiene una o varias funciones de seguridad, destinadas a prevenir o mitigar uno o varios accidentes, denominados **accidentes base de diseño del sistema**.

La normativa americana introduce algunas diferencias en la definición de base de diseño, que acota el contenido de las mismas respecto a una interpretación más amplia que cabría dentro de la normativa del OIEA y de la directiva europea de seguridad nuclear. En la definición incluida en el 10CFR50.2, se considera **base de diseño** de una estructura, sistema o componente (ESC) el conjunto de información que identifica las **funciones específicas** que debe cumplir dicha ESC y los **valores específicos o rango de valores** elegidos para sus parámetros (estructurales, de funcionamiento, etc...) dentro de los límites y supuestos considerados en el diseño (10CFR50.2). En este caso, no se consideran incluidos dentro de las bases de diseño de las ESC otros requisitos aplicables a la misma que no estén directamente ligados al cumplimiento de sus funciones de seguridad, como pueden ser, por ejemplo, los requisitos de calidad, fabricación,

construcción, pruebas, inspección, etc..., aunque están relacionados con la fiabilidad de la misma. Estos otros requisitos, junto con los de la base de diseño, constituyen todo el conjunto de requisitos exigidos a una ESC, y se denominan **base de licencia** (6) (7).

Tomando como ejemplo el sistema de agua de alimentación auxiliar de un reactor de agua a presión, su principal función de seguridad es suministrar agua a los Generadores de Vapor para extraer el calor residual del núcleo tras la pérdida del agua de alimentación principal, y a un ritmo tal que no se lleguen a superar los límites de diseño del combustible ni las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante. Para realizar esa función, se le requiere que suministre un determinado caudal de agua en un tiempo determinado y a una presión que permita su inyección al generador de vapor. Tanto la función de seguridad como los valores de esos parámetros formarían parte de las bases de diseño del sistema. Sin embargo, según la normativa americana, otros requisitos como los de calidad de las bombas del sistema, exigidos por el Apéndice B del 10CFR50, no formarían parte de las bases de diseño, sino de sus bases de licencia.

Las bases de diseño deben estar contenidas en el Estudio de Seguridad de la instalación, aunque una recopilación sistemática de las mismas, junto con su información soporte, se encuentra en los Documentos Base de Diseño desarrollados por cada central dentro del programa que se describe en el apartado 7.

La parte fundamental de las bases de licencia debe estar también en el Estudio de Seguridad, aunque complementariamente puede haber aspectos que no estén explícitamente recogidos en ese documento y que pueden encontrarse en alguno de los siguientes:

- a. En la normativa general española aplicable a la instalación.
- b. En los **documentos oficiales de explotación** de una central.
- c. En las **condiciones asociadas** a la aprobación de dichos documentos oficiales de explotación.
- d. En los **límites y condiciones de las autorizaciones** de explotación y las condiciones asociadas a las diversas **autorizaciones** concedidas
- e. En las instrucciones del Consejo e Instrucciones Técnicas Complementarias.
- f. En los **compromisos** del Titular para asegurar las **bases de diseño** de los sistemas de seguridad, considerando las modificaciones de diseño introducidas.
- g. En las exenciones respecto a la normativa inicial o a la normativa incorporada con posterioridad, que hayan sido aceptadas por el CSN

No forman parte de la base de licencia de una instalación los requisitos normativos de seguridad nuclear, seguridad física o protección radiológica que se hayan publicado con posterioridad a la fecha de su autorización y no hayan sido identificados explícitamente en la propia norma como aplicables a la central de que se trate o, en general a todas las centrales que estaban en operación en el momento de su publicación. Para que esta normativa entre a formar parte de la base de licencia se necesita un requisito específico del CSN o su uso explícito por el titular al introducir una modificación de diseño en la central.

3. INSTRUCCIÓN DE SEGURIDAD IS 27 SOBRE CRITERIOS GENERALES DE DISEÑO DE CENTRALES NUCLEARES

Dado que la mayoría de las centrales nucleares españolas son de diseño americano, la nomenclatura, numeración y estructura de los criterios desarrollados en la instrucción IS 27 siguen básicamente las del Apéndice A del 10CFR50 de la NRC (8), aunque con algunas diferencias que se explicitan más adelante.

Los 72 criterios de la IS 27 están agrupados en las siete partes siguientes:

Parte 1: Requisitos generales.

Parte 2: Protección frente a los productos de fisión mediante barreras múltiples.

Parte 3: Sistemas de protección y de control de la reactividad.

Parte 4: Sistemas de fluidos.

Parte 5: Recinto de contención del reactor

Parte 6: Control de la radiactividad

Parte 7: Almacenamiento de combustible y residuos radiactivos

Parte 1: Requisitos generales

En este apartado se establecen las funciones de seguridad que deben mantenerse en todas las condiciones de operación, desde la operación normal hasta las condiciones de los accidentes bases de diseño. Estas funciones de seguridad son el control de la reactividad, la extracción del calor residual y el confinamiento del material radiactivo. Las funciones de seguridad deben mantenerse de manera automática o por medios pasivos, de forma que no sean necesarias intervenciones humanas durante los 30 minutos siguientes a un suceso iniciador, salvo en casos justificados, en los que las acciones a realizar tienen que estar recogidas en procedimientos y adecuadamente entrenadas en simulador.

Además, se indican una serie de requisitos generales que deben cumplir las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad para garantizar su fiabilidad y calidad, así como la situación en la que deben quedar tras su fallo, que debe ser una condición segura. Se requiere que estén cualificadas para soportar las condiciones ambientales en que tienen que funcionar, tanto en operación normal, como en caso de accidente, y que estén protegidas frente al impacto de efectos dinámicos como proyectiles, efecto látigo en tuberías, descargas de fluidos, etc... También se requiere que los fallos de los sistemas de seguridad no impidan el mantenimiento de las funciones de seguridad.

En este apartado se recogen también los criterios para la protección de la instalación frente a fenómenos naturales como terremotos, inundaciones, huracanes, tornados, etc..., así como los requisitos para la protección contra incendios,

Por último, se imponen condiciones sobre las estructuras, sistemas y componentes que pueden ser compartidos por dos o más reactores ubicados en el mismo emplazamiento.

Parte 2: Protección frente a los productos de fisión mediante barreras múltiples

La seguridad nuclear se basa en el principio de *defensa en profundidad*, que implica el confinamiento de los materiales radiactivos presentes en la central mediante sucesivas barreras y dispositivos de protección, que, secuencialmente y de forma independiente, tienen como finalidad evitar la liberación de dichos materiales radiactivos y la exposición indebida de los trabajadores, del público y del medio ambiente a las radiaciones ionizantes. El concepto de defensa en profundidad intenta preservar la integridad de estas barreras contra la ocurrencia de sucesos que pueden degradar su funcionalidad. En este apartado se imponen requisitos para la protección de las tres barreras físicas de protección: el combustible, la barrera de presión del refrigerante del reactor y la contención.

Al diseño del reactor se le imponen condiciones sobre la realimentación de reactividad intrínseca y las oscilaciones de potencia. Para proteger la barrera de presión del refrigerante del reactor se establecen criterios sobre sus condiciones de diseño, proceso de fabricación, pruebas, etc..., y sobre las del sistema de refrigeración del reactor, así como sobre los márgenes requeridos para que no se superen las presiones de diseño en condiciones normales de operación

ni en los sucesos operacionales previstos. Para que el recinto de contención y sus sistemas asociados puedan ejercer su función, se requiere que no se superen sus condiciones de diseño durante el desarrollo de los accidentes base de diseño.

Así mismo, se imponen requisitos sobre los sistemas importantes asociados a estas barreras como el sistema de instrumentación y control, el sistema de energía eléctrica, la Sala de Control y los dispositivos necesarios para llevar la central a parada segura desde fuera de la Sala de Control. En concreto:

- El sistema de instrumentación debe asegurar la capacidad de medir las variables principales de la central y de los sistemas dentro de los valores esperados en condiciones de operación normal, de sucesos operacionales previstos y de los accidentes postulados, y se debe disponer de un sistema de control para mantener las variables y los sistemas dentro de los rangos de operación prescritos.
- Los sistemas de energía eléctrica interior y exterior deben asegurar el funcionamiento de las ESC importante para la seguridad. Cada uno de ellos debe realizar su función en caso de fallo del otro, de manera que, en condiciones normales de operación y en los sucesos operacionales previstos, no se superen los límites establecidos para el combustible, y, en condiciones de accidente base de diseño, se mantenga la integridad de la contención y la liberación radiactiva esté dentro de los valores establecidos en la normativa.
- La Sala de Control debe permitir que se realicen las acciones necesarias para operar la central de forma segura en condiciones normales de operación, y para llevar la central a una condición segura y mantenerla en ella cuando se produzca un transitorio operacional previsto o un accidente base de diseño. Así mismo, se requiere disponer de capacidad para llevar la planta a parada desde fuera de Sala de Control en caso de que fuera necesario su abandono.

Parte 3: Sistemas de protección y de control de la reactividad

Al sistema de protección se le requiere que esté diseñado para iniciar automáticamente la operación de los sistemas necesarios para garantizar que no se superan los límites de diseño del combustible en caso de producirse un suceso operacional previsto y para que, en caso de detectarse condiciones de accidente, se inicie de modo automático la operación de los sistemas y componentes requeridos para mitigar sus consecuencias.

Para que pueda cumplir adecuadamente su función, se establecen requisitos de fiabilidad, de redundancia, independencia, separación del sistema de control y capacidad de prueba durante la operación. Se requiere que no se pierdan las funciones de protección como consecuencia de sucesos naturales, condiciones normales de operación, tareas de mantenimiento, transitorios o accidentes base de diseño. Dado el creciente uso de instrumentación digital, se incluyen los criterios que deben cumplir los sistemas digitales para su aplicación en funciones del sistema de protección.

Dada la importancia del control de la reactividad en un reactor nuclear, se exige que se disponga de dos sistemas independientes de control de la reactividad, basados en principios de diseño diferentes, uno de los cuales deberá utilizar barras de control. Al menos uno de esos dos sistemas deberá ser capaz de mantener el núcleo del reactor en condición sub-crítica en condiciones frías.

Además, se imponen límites sobre los aumentos de reactividad que puedan producirse físicamente en el reactor y sobre los ritmos de aumento de reactividad, con el fin de que en los accidentes postulados no se generen daños en la barrera de presión y no se vea afectada de forma significativa la capacidad de refrigerar el núcleo.

Parte 4: Sistemas de fluidos

Los sistemas de fluidos que forman la barrera de presión del sistema del refrigerante del reactor deben estar diseñados, fabricados, montados y probados con arreglo a las normas de calidad más exigentes. Las condiciones del diseño deben disponer de margen suficiente para asegurar que, tanto en operación normal como en transitorios y en los accidentes base de diseño, los materiales que forman dicha barrera no se comportan de manera frágil y se minimiza la probabilidad de que se produzca una fractura de propagación rápida. El material de la vasija del reactor deberá estar sometido a un programa de vigilancia adecuado para asegurar que conserva las propiedades previstas en el diseño.

Se debe disponer de capacidad de detección de fugas de la barrera de presión y de realizar inspecciones y pruebas periódicas para comprobar su integridad estructural y su estanqueidad.

Como protección frente a las roturas pequeñas de la barrera del refrigerante del reactor, se exige que se disponga de un sistema que proporcione la capacidad de reponer el refrigerante que pueda perderse por fugas del circuito de refrigeración o por roturas de tuberías pequeñas u otros componentes menores del mismo.

Para proteger frente a las roturas que produzcan una pérdida significativa del refrigerante del reactor, se requiere que se disponga de un sistema que proporcione refrigeración abundante al núcleo para evitar los daños al combustible que pudieran dar lugar a una pérdida de geometría que impidiera la refrigeración efectiva del mismo y limitar la reacción entre el metal de las vainas y el agua a las altas temperaturas que se alcanzan en el accidente.

Para la extracción del calor residual tras la parada del reactor, se exige disponer de sistemas que transfieran el calor de decaimiento de los productos de fisión y de otras fuentes de calor residual del núcleo, con un ritmo de extracción de calor suficiente como para que no se superen los límites de diseño del combustible ni de la barrera de presión en esas condiciones.

Para la protección de la barrera de contención se requiere disponer de sistemas de extracción del calor del recinto de contención con capacidad para reducir la presión y la temperatura del mismo después de cualquier accidente base de diseño. El diseño de estos sistemas deberá permitir la realización de inspecciones y pruebas periódicas para verificar la integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes, el funcionamiento de sus componentes activos y la operabilidad de todo el conjunto en condiciones tan próximas a las de diseño como sea posible.

También se debe disponer de sistemas de limpieza de la atmósfera de contención para controlar los productos de fisión, así como el hidrógeno, el oxígeno y otras sustancias que puedan producirse durante los accidentes base de diseño, de manera que se limite la concentración de los productos de fisión que se liberan al exterior y se mantenga la integridad del recinto de contención.

La transferencia de calor desde las ESC importantes para la seguridad hasta el sumidero final de calor se realizará mediante sistemas de agua de refrigeración con la adecuada redundancia, interconexiones, dispositivos de aislamiento, alimentaciones eléctricas y capacidad de prueba y de detección de fugas que permitan asegurar el cumplimiento de su función de seguridad.

Parte 5: Recinto de contención del reactor

El recinto de contención constituye la tercera barrera física para el confinamiento de los materiales radiactivos presentes en el reactor. Para asegurar su función debe diseñarse con suficiente margen frente a los valores de presión y temperatura que se producirán en caso de accidente de pérdida del refrigerante del reactor sin exceder la tasa de fugas prevista en el diseño para el recinto.

Así mismo, los materiales ferríticos que formen parte de esta barrera deben diseñarse para que no se comporten de manera frágil y se minimice la probabilidad de que se produzca una fractura de propagación rápida.

El recinto de contención deberá estar diseñado para que sea posible la realización de las pruebas de fugas a la presión de diseño de la contención y a la realización periódica de pruebas de estanqueidad de sus penetraciones.

Los sistemas que tengan tuberías que atraviesan las paredes del recinto de contención, deberán disponer de capacidad de detección de fugas y de aislamiento de contención, con una redundancia, fiabilidad y capacidad de actuación coherentes con la importancia para la seguridad del aislamiento de dichas tuberías.

Parte 6: Control de la radiactividad

El diseño de la central deberá incluir los medios adecuados para controlar la liberación de materiales o sustancias radiactivas en los efluentes gaseosos y líquidos, y para gestionar los residuos radiactivos sólidos producidos durante la operación normal del reactor y durante los sucesos operacionales previstos. Además, se deberá disponer de capacidad suficiente para retener los efluentes gaseosos y líquidos que contengan materiales o sustancias radiactivas, en caso de que condiciones ambientales adversas en el emplazamiento pudieran imponer limitaciones sobre el vertido de dichos efluentes al exterior.

Con el fin de detectar la radiactividad que pudiera liberarse al exterior se deberá disponer de los medios necesarios para vigilar la atmósfera del recinto de contención y la de los espacios exteriores al mismo que contengan componentes por los que puedan circular fluidos resultantes de un accidente, así como los caminos de descarga de efluentes y los alrededores del emplazamiento de la central.

Parte 7: Almacenamiento de combustible y residuos radiactivos

Los sistemas de almacenamiento y manejo del combustible, los de manejo de residuos radiactivos, y otros sistemas que puedan contener sustancias radiactivas, deberán estar diseñados para garantizar una capacidad adecuada de contención y confinamiento de dichas sustancias radiactivas, así como de extracción del calor residual que puedan generar, y un blindaje suficiente para la protección frente a la radiación producida por dichas sustancias.

Durante el almacenamiento y manejo del combustible deberán impedirse las condiciones que pueden dar lugar a criticidad mediante el uso de sistemas o procesos físicos, preferiblemente mediante el uso de configuraciones geométricas seguras. Además, para mantener suficiente margen de sub-criticidad, se establecen los valores del coeficiente de multiplicación neutrónica efectiva que no se deben superar en las distintas configuraciones de almacenamiento, tanto para combustible fresco, como combustible irradiado.

4. COMPARACIÓN DE LOS CRITERIOS DE LA IS 27 Y LOS CRITERIOS GENERALES DE DISEÑO DEL 10 CFR 50

Los criterios de diseño de la regulación de la NRC están recogidos en el Apéndice A del 10CFR50 (8). Los criterios de la IS 27 del CSN, en términos generales, son muy similares a los del Ap. A 10CFR50, ya que la normativa española está basada fundamentalmente en la de la NRC. Sin embargo hay diferencias debidas a varias razones. Una de ellas es que la IS 27 incorpora requisitos que en la normativa americana están recogidas en otras partes de la regulación, fundamentalmente en el propio 10CFR50. Otra razón importante es la inclusión en la IS 27 de criterios acordados dentro del proyecto de armonización de la reglamentación llevado a cabo en la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental «WENRA»

(«Western European Nuclear Regulators Association»), que el CSN, como miembro de dicha asociación, se comprometió a que figuraran explícitamente en la regulación.

Dado que la mayoría de las centrales españolas son de origen americano y se diseñaron siguiendo la normativa de ese país, la IS 27 ha tratado de mantener la nomenclatura, la estructura e incluso la numeración de los criterios del 10CFR50 Ap. A siempre que ha sido posible para facilitar su aplicación y la comparación entre los requisitos exigidos en cada uno de esos documentos.

A continuación se resumen las diferencias más importantes. En el Anexo puede verse una tabla con la comparación detallada de los criterios de ambos documentos.

- **Parte 1:**

El Criterio 1 del 10CFR50 Ap. A está dedicado exclusivamente a los requisitos de calidad exigidos a las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad y al programa de garantía de calidad y registros de calidad de sus procesos de diseño, fabricación, montaje y pruebas. Estos requisitos están recogidos en la normativa española en la IS 19 sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, por lo que aquí se refieren de forma muy somera en el criterio 1.6.

El Criterio 1 de la IS 27 establece diversos requisitos de carácter general sobre el diseño de diseño de estructuras, sistemas y componentes de seguridad, entre ellos, la identificación de las funciones de seguridad que deben mantenerse tanto en condiciones normales de operación, como en los sucesos operacionales previstos y en los accidentes base de diseño, aspecto que no recoge el Ap. A 10CFR50.

Otro requisito que se recoge en el criterio 1.4 de la IS 27, y que no se exige en la normativa americana, es que las actuaciones y maniobras necesarias para realizar las funciones de seguridad deben llevarse a cabo de manera automática o por medios pasivos, de forma que la actuación del operador no sea necesaria durante los 30 minutos siguientes a un suceso iniciador, aunque se admite que se justifiquen y estén recogidas en procedimientos y entrenadas en simulador las acciones que no se ajusten a este criterio. Este requisito procede de la normativa alemana y está incluido en los niveles de referencia acordados en WENRA.

Por último, en el criterio 4, se establecen los requisitos básicos de la calificación ambiental que deben tener las estructuras, sistemas y componentes que puedan afectar a la seguridad y a la vigilancia post-accidente para asegurar que se mantienen funcionales en las condiciones requeridas. La normativa americana desarrolla estos criterios en otros apartados del 10CFR50.

- **Parte 2.** Las diferencias más relevantes son que en la IS 27 se requiere que la instrumentación disponga de los medios necesarios para el registro automático de los valores medidos de las variables que son importantes para la seguridad, aspecto no requerido por la normativa americana, y que la instrumentación y equipos necesarios para la parada de la central desde fuera de la Sala de Control estén separados física y eléctricamente de la misma. Este último aspecto está recogido en la normativa del OIEA y en los niveles de referencia acordados en WENRA, pero no en la americana, que requiere la separación física pero no la eléctrica.
- **Parte 3.** La diferencia fundamental está en la inclusión en la IS 27 de los requisitos aplicables a la instrumentación y los sistemas digitales que se utilicen para realizar funciones de protección. En la normativa americana estos requisitos están contenidos en otros apartados del 10CFR50.
- **Parte 4.** La diferencia más notable la constituyen los requisitos exigidos al sistema de extracción del calor residual en cuanto a capacidad de inspección y pruebas, iguales a

los establecidos para otros sistemas de seguridad como los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo. La normativa americana no impone estos requisitos al sistema de extracción del calor residual.

- **Parte 6 y 7.** Los criterios del 10CFR50 Ap. A están recogidos en seis partes en lugar de siete. En la IS 27, la Parte 6 del 10CFR50 Ap. A se ha desdoblado en dos, la 6 correspondiente al control de la radiactividad y la 7 al almacenamiento y manejo del combustible y los residuos radiactivos.

Dentro de la Parte 7 de la IS 27, el criterio 71 correspondiente a la prevención de la criticidad durante el almacenamiento y manejo del combustible, incluye los valores del coeficiente de multiplicación neutrónica efectiva que no se deben superar en las distintas configuraciones de almacenamiento, tanto para combustible fresco como combustible quemado. En la normativa americana estos límites están recogidos en otros documentos.

5. LOS CRITERIOS DE DISEÑO EN LA NORMATIVA ALEMANA

En el caso de la normativa alemana, los criterios de diseño para los sistemas de seguridad están contenidos en el documento “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” (2012) (9), que no solo incluye estos aspectos, sino que es un documento de carácter más general que trata también aspectos organizativos y de gestión, así como los criterios de protección radiológica aplicables tanto en operación normal como en emergencias, los requisitos aplicables a los análisis de seguridad, a los procedimientos y requisitos operacionales, a la gestión de accidentes, etc... Estos aspectos están requeridos en otras Instrucciones del CSN como la IS 19 sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, la IS 36 sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares y la IS-37 sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.

Las diferencias más notables entre los requisitos alemanes y los de la IS 27 son las siguientes:

- La normativa alemana requiere disponer de un sistema fiable y redundante para parar el reactor y extraer el calor residual en caso de accidente sin pérdida de refrigerante y después de la ocurrencia de sucesos internos y externos como terremotos u otros, incluso en el caso de que se produzca una interrupción o perturbación de la transferencia del calor del núcleo al sumidero final de calor. Para ello, se debe disponer de una sala de control de emergencia, independiente de la sala de control principal, desde la que se pueda llevar el reactor y mantener en parada segura durante 10 horas, que esté equipada con sus propios generadores diésel de suministro de energía eléctrica de emergencia y bombas y depósitos de agua de alimentación de emergencia.
- La instrumentación debe disponer de autonomía de funcionamiento para al menos 10 horas, incluso en el caso de pérdida de las baterías.
- En la normativa alemana se exige que la contención esté rodeada de un edificio mantenido a baja presión que recoja las fugas de las penetraciones de la contención, con capacidad para ser venteado a través de una chimenea o a través de filtros si es necesario.
- Un requisito de la normativa alemana que no se exige explícitamente en la americana ni en la española es que tanto en el diseño, fabricación, montaje y prueba de los equipos de seguridad, como en su operación y mantenimiento, además de aplicar la normativa específica de seguridad, se consideren las prácticas de ingeniería reconocidas, evaluando caso por caso si se ajustan al estado del arte en ciencia y tecnología.
- Dados los automatismos del sistema de limitación y protección de las centrales alemanas, se exige disponer de equipos para la despresurización de sistema primario en

caso de accidente, de manera que se pueda llevar a cabo de manera efectiva esa estrategia de gestión de accidentes y se evite la fusión del núcleo del reactor a alta presión. En la normativa española (IS 36, sobre Procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares) los requisitos tienen matices distintos, ya que se exige disponer de medios adecuados para evitar o minimizar la probabilidad de ocurrencia de los escenarios de eyección de núcleo fundido a alta presión.

6. LOS CRITERIOS DE DISEÑO EN LA NORMATIVA DEL OIEA

En la normativa del OIEA, los criterios de diseño están recogidos en el documento *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, SSR-2/1 (10). Es un documento en el que además de los criterios específicos de diseño, se incluyen también aspectos generales como la gestión de la seguridad durante el diseño, el mantenimiento de las condiciones de seguridad a lo largo de toda la vida de la planta, la inter-fase seguridad nuclear / seguridad física, los análisis de seguridad, etc...

Los criterios de diseño están divididos en una primera parte dedicada al diseño general de la planta y otra dedicada al diseño de los sistemas.

Diseño general de planta

En el diseño general de la planta se requiere definir los estados de la central que debe considerar el diseño y que incluyen las condiciones normales de operación, los sucesos operacionales previstos, los accidentes base de diseño y la extensión de la base de diseño. En esta última categoría se consideran los accidentes con baja probabilidad de ocurrencia y que están fuera de la base de diseño, pero que deben ser analizados para asegurar que la liberación de material radiactivo se mantiene dentro de límites aceptable.

Así mismo, se requiere que se definan los riesgos internos y externos a que ha de hacer frente la central, incluyendo los inducidos por acciones humanas. A partir de esos riesgos, se deben identificar los sucesos iniciadores que tiene que considerar el diseño en los distintos estados de la central.

Adicionalmente, se establecen los requisitos generales de separación física, independencia y fiabilidad aplicables a las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, así como los criterios de fallo seguro, fallo único y fallos de causa común que deben aplicarse en el diseño.

Dentro del diseño general de la planta, se incluyen también requisitos relativos al mantenimiento de la seguridad durante toda la vida de la planta (calibraciones, pruebas, mantenimiento, reparaciones, vigilancias, etc...; cualificación de equipos de seguridad y gestión de vida), la consideración de los factores humanos y otros aspectos como ESC compartidos entre unidades dentro de un mismo emplazamiento, sistemas de comunicación, rutas de escape, control de accesos, etc...

Por último, se incluyen requisitos sobre los análisis de seguridad, tanto deterministas como probabilistas.

Diseño específico de sistemas

Los sistemas están agrupados de manera similar a los de la IS 27 y los del Ap. A del 10CFR50

El grupo correspondiente al núcleo del reactor y características asociadas contiene requisitos sobre el comportamiento y límites de diseño de los elementos combustibles, la capacidad estructural, la estabilidad y el control de la reactividad del núcleo, así como los sistemas para

hacer sub-crítico el reactor y el mantenimiento de suficiente margen en las condiciones más reactivas del núcleo.

En el diseño del sistema de refrigeración del reactor se establecen requisitos de calidad de los materiales y del diseño para evitar fallos de la barrera de presión, requisitos de protección contra sobrepresiones y previsiones para el control del inventario de refrigerante, así como capacidad para extraer el calor residual y disponer de sistemas de refrigeración de emergencia para caso de pérdida de integridad de la barrera de presión. Por último, se imponen requisitos de fiabilidad para los sistemas encargados de realizar la transferencia del calor residual hasta el sumidero final de calor.

Se definen las funciones de la estructura de contención y de sus sistemas asociados, y se establecen requisitos sobre la liberación de materiales radiactivos en las distintas condiciones de planta y en los accidentes base de diseño, sobre las penetraciones y el aislamiento de la contención, sobre el control de la atmósfera de la contención y el control de accesos.

Se requiere disponer de instrumentación adecuada para monitorizar los parámetros principales que puedan afectar al proceso de fisión nuclear, a la integridad del núcleo, al refrigerante del reactor y a la contención, con el fin de mantener la operación segura de la central y determinar la situación de la planta en caso de accidente. Así mismo, se requiere disponer de un sistema de control para mantener los parámetros de proceso dentro del rango operativo previsto.

El sistema de protección debe ser capaz de detectar desviaciones de las condiciones seguras de operación e iniciar automáticamente los sistemas de seguridad necesarios para llevar la planta a condición segura y mantener las consecuencias de los accidentes previstos en el diseño dentro de los límites aceptables. Además, debe tener una alta fiabilidad y capacidad de prueba en operación. Por último, se establecen los requisitos para el uso de sistemas digitales en funciones de protección.

Dentro del apartado correspondiente a los sistemas de instrumentación y control, se incluyen también requisitos para la Sala de Control, la instrumentación y los equipos para parar la central desde fuera de la Sala de Control y para el Centro de Emergencia desde el que se coordinan y dirigen las acciones en caso de accidente.

Por último se incluyen requisitos sobre los sistemas de suministro eléctrico, los sistemas de evacuación de energía hasta el sumidero final de calor, los sistemas de toma de muestra post-accidente, los sistemas auxiliares de aire comprimido, ventilación y aire acondicionado, la protección contra incendios, los sistemas de iluminación, los sistemas de conversión de energía, de tratamiento de efluentes y de residuos radiactivos, los sistemas de almacenamiento y manejo de combustible y las medidas de protección radiológica.

7. MANTENIMIENTO DE LA DOCUMENTACIÓN SOBRE LAS BASES DE DISEÑO

Muchas de las centrales en operación se diseñaron hace más de treinta años y durante ese tiempo se han introducido numerosas modificaciones respecto al diseño original y se ha actualizado la normativa para incorporar avances técnicos o lecciones aprendidas de la experiencia de explotación y de los accidentes ocurridos.

En inspecciones realizadas por la NRC en los años ochenta se evidenció que el mantenimiento de la documentación sobre las bases de diseño no se estaba llevando a cabo correctamente por algunos titulares, por lo que las centrales americanas iniciaron un programa dirigido específicamente a mejorar la documentación y el control de esta documentación. Esto llevó también a una serie de discusiones y clarificaciones sobre qué se debía considerar realmente base de diseño. A partir de entonces la mayoría de las centrales nucleares iniciaron programas para recopilar o reconstituir sus bases de diseño.

En octubre de 1990, el “Nuclear Management and Resources Council” (NUMARC) publicó el

documento *Design Bases Program Guidelines*, NUMARC 90-12 (11), que trata de sistematizar los programas de las centrales para llevar a cabo la reconstitución de sus bases de diseño.

El mantenimiento actualizado y accesible de la documentación de diseño es importante para asegurar que:

- Las características físicas y funcionales de la instalación son mantenidas y, además, son consistentes con las bases de diseño.
- Los sistemas estructuras y componentes pueden cumplir con sus funciones de seguridad previstas.
- La instalación es explotada de manera consistente con sus bases de diseño.

En 1996, diversas inspecciones y revisiones de la NRC mostraron que continuaban las deficiencias y debilidades en esta documentación, de tal modo que, en algunos casos, podía verse afectada la operabilidad de determinados equipos. Así mismo, se identificaron discrepancias entre el informe final de seguridad y la instalación y de ésta con su diseño original, así como discrepancias entre el diseño y los procedimientos de operación de la central. A raíz de tales hechos, en octubre de 1996, la NRC envió una carta a las centrales solicitando información que permitiera asegurar que las centrales se operaban y mantenían dentro de las bases de diseño y que las posibles desviaciones se reconciliaban oportunamente.

Tras diversas discusiones entre la NRC y el sector eléctrico, el Instituto para la Energía Nuclear, NEI (“Nuclear Energy Institute”) presentó a la NRC el documento NEI 97-04 *Design Bases Program Guidelines*, que actualiza el citado NUMARC 90-12. En diciembre de 2000, la NRC publicó la guía reguladora RG 1.186 *Guidance and Examples for Identifying 10CFR50.2 Design Bases* (6), que endosa **el Apéndice B de la Guía NEI 97-04** (7) La revisión 1 de esta guía constituye un consenso para interpretar la definición de bases de diseño según 10CFR50.2. En su apéndice se incluyen ejemplos de la información de detalle que soporta el diseño.

El resultado de ese programa, que se llevó también a cabo en las centrales españolas entre finales de los años 90 y el 2010, es la recopilación de la información que justifica o en la que se apoya el diseño y la elaboración de los Documentos Base de Diseño (DBD), en los que se recoge para cada una de las estructuras, sistemas y componentes las bases de diseño según se definen en el 10CFR50.2, es decir, sus funciones de seguridad y los valores o rango de valores de los parámetros establecidos como envolvente de diseño para cumplir esos requisitos funcionales.

Como ejemplo, resulta ilustrativo mencionar un documento elaborado por una central nuclear como resultado de ese programa de recopilación de bases de diseño, cuyo título es *Fundamentos de Diseño* y que consta de los capítulos siguientes:

- A. Descripción de la central.
- B. Fundamentos legales.
- C. Hitos de la evolución del diseño.
- D. Criterios generales de diseño.
- E. Criterios particulares de diseño.
- F. Base de diseño, que se agrupan en bases mecánicas, de instrumentación y control, eléctricas y de obra civil.

El CSN ha llevado a cabo una supervisión de estos programas mediante la revisión de los procedimientos de las centrales para su ejecución y mediante inspecciones y comprobaciones de chequeo de la información contenida en algunos DBD. Periódicamente, dentro de algunas de las inspecciones del programa base establecido en el Sistema de Supervisión de Centrales (SISC),

se realizan también comprobaciones puntuales sobre el mantenimiento de la bases de diseño y su documentación asociada.

REFERENCIAS

1. Instrucción IS-27, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.
2. Directiva 2009/71/EURATOM DEL CONSEJO de 25 de junio de 2009 por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares
3. Directiva 2014/87/EURATOM DEL CONSEJO de 8 de julio de 2014 por la que se modifica la Directiva 2009/71/EURATOM, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares
4. Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA. Terminología Empleada en Seguridad Tecnológica Nuclear y Protección Radiológica. Edición de 2007
5. NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations, § 50.2 Definitions
6. Regulatory Guide 1.186 - Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases
7. Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases, NEI 97-04, Revised Appendix B
8. Appendix A to 10CFR50—General Design Criteria for Nuclear Power Plants
9. Safety Requirements for Nuclear Power Plants, 22 November 2012 (Es una traducción del documento "Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke")
10. Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirement SSR-2/1, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, 2012.
11. Design Bases Program Guidelines, NUMARC 90-12. Nuclear Management and Resources Council, October 1990.