

III. OTRAS DISPOSICIONES

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

7715 *Instrucción IS-27, revisión 1, de 14 de junio de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.*

El artículo 2.a) de la Ley de 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, atribuye a este Ente Público la facultad de «elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica» relacionadas con el funcionamiento seguro, es decir, sin riesgos indebidos para las personas o el medio ambiente, de las instalaciones nucleares y radiactivas.

El Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas regula fundamentalmente los aspectos administrativos y de procedimiento para la concesión de autorizaciones. Para los aspectos técnicos, en ausencia de normativa propia, las distintas autorizaciones se han basado en la regulación del país de origen de diseño y la normativa técnica que desarrolla dicha regulación. El artículo 8.3 de dicho Real Decreto establece que «El Titular deberá velar de manera continua por la mejora de las condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de su instalación. Para ello, deberá analizar las mejores técnicas y prácticas existentes, de acuerdo con los requisitos que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear, e implantar las que resulten idóneas a juicio de dicho organismo» lo que introduce, como base reguladora para la instalación, la mejora continua de la seguridad de la instalación y la facultad del Consejo de Seguridad Nuclear para requerir las mejores prácticas y técnicas con este fin.

Los criterios generales de diseño constituyen el conjunto de requisitos mínimos con que debe ser diseñada una central nuclear para ser considerada como segura. La presente Instrucción tiene como objetivo establecer dicho conjunto de criterios. En su elaboración se ha tenido en cuenta la normativa de los países de origen de la tecnología de las centrales españolas, en particular el contenido del Apéndice A de la parte 50 del título 10 del Código de Regulaciones Federales de los Estados Unidos y la normativa equivalente del BMI en Alemania, así como la de la OIEA. Igualmente se ha tenido en cuenta la experiencia adquirida en relación con el diseño de estructuras, sistemas y componentes. Hasta este momento, el Consejo de Seguridad Nuclear ha venido evaluando e inspeccionando el cumplimiento de los titulares de las centrales nucleares con esta normativa en todas las fases de la vida de las instalaciones.

Adicionalmente, en esta Instrucción se ha tenido en cuenta el trabajo que se ha 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. Como resultado de este esfuerzo, se ha establecido un conjunto de requisitos comunes o niveles de referencia que deben quedar reflejados en la normativa nacional. El desarrollo de una Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear que contemple estos criterios se considera necesario para dar consistencia al proceso de desarrollo normativo que ha acometido el Consejo de Seguridad Nuclear como consecuencia de este esfuerzo de armonización.

Se ha considerado necesario proceder a revisar esta Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear debido a la experiencia derivada de su aplicación en algunos aspectos puntuales. Los cambios introducidos en esta revisión 1 obedecen a la conveniencia de modificar los requisitos afectados con el fin de establecer un alcance adecuado.

En virtud de todo lo anterior, y de conformidad con la habilitación legal prevista en el artículo 2.a) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, previa consulta a los sectores afectados, y tras los informes técnicos oportunos,

Este Consejo, en su deliberación del día 14 de junio de 2017, ha dispuesto lo siguiente:

Primero. *Objeto y ámbito de aplicación.*

1. La presente Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear tiene por objeto establecer los criterios generales que deben cumplirse en el diseño, fabricación, construcción, pruebas y funcionamiento general de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad de una central nuclear.

2. La presente Instrucción es de aplicación a los titulares de las centrales nucleares españolas, en relación con sus autorizaciones de explotación.

Segundo. *Definiciones.*

Las definiciones de los términos y conceptos contenidos en la presente Instrucción se corresponden con los contenidos en las siguientes disposiciones:

Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear.

Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y radiactivas.

Directiva 2009/71/EURATOM del Consejo de la Unión Europea, de 25 de junio de 2009, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.

Directiva 2014/87/EURATOM del Consejo de la Unión Europea, de 8 de julio de 2014, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.

Además, dentro del contexto de la presente instrucción, son de aplicación las siguientes definiciones:

Accidentes con pérdida de refrigerante: En el caso de los reactores de agua a presión (PWR), son aquellos sucesos en los que una rotura de la barrera de presión del refrigerante del reactor provoca una tasa de pérdida de refrigerante superior a la capacidad de los sistemas normales de aporte y, en el caso de reactores de agua en ebullición (BWR), provocan que la presión del recinto de contención no pueda ser controlada por los sistemas normales de refrigeración del mismo, cualquiera que sea el tamaño de la rotura, incluyendo aquellas equivalentes en tamaño a la rotura en guillotina de la tubería de mayor diámetro del sistema de refrigeración del reactor.

Accidentes base de diseño: Es el conjunto de las condiciones de accidente frente a las cuales se diseña una central nuclear. En estas condiciones, los criterios que se utilizan para el diseño de la central hacen que el deterioro de los materiales nucleares y la liberación de materiales radiactivos se mantengan dentro de los límites de dosis autorizados.

Barrera de presión del refrigerante del reactor: Es el conjunto de todos los componentes sometidos a la presión del reactor y que forman parte de su sistema de refrigeración o que están conectados a él. La barrera de presión incluye:

1. Centrales de diseño americano:

Para los sistemas con tuberías que penetran el recinto de contención, hasta la válvula más exterior de aislamiento de contención.

Para los sistemas que no penetran el recinto de contención, hasta la segunda de dos válvulas que estén cerradas durante la operación normal del reactor.

Para los reactores BWR, el sistema de refrigeración del reactor incluye hasta la válvula de aislamiento de contención más exterior de los sistemas de agua de alimentación y de vapor principal.

Las válvulas de alivio y seguridad del sistema de refrigeración del reactor.

2. Centrales de agua a presión de diseño alemán:

Las tuberías que conectan con el sistema de refrigeración del reactor, hasta la primera válvula de aislamiento.

Las válvulas de alivio y seguridad del sistema de refrigeración del reactor.

Constante de multiplicación efectiva: Cociente entre los números de neutrones de dos generaciones neutrónicas sucesivas de la reacción en cadena.

Emplazamiento: Espacio de terreno en que se ubica una instalación autorizada, delimitado y propiedad del titular, cuyo interior está sometido a una serie de controles, límites y regulaciones.

Estructuras, sistemas y componentes de seguridad (o relacionados con la seguridad): Son aquellas a cuyo funcionamiento se da crédito en los análisis de los accidentes base de diseño para:

Llevar la instalación a una condición segura y mantenerla en dicha condición a largo plazo.

Limitar las consecuencias radiológicas de los sucesos operativos previstos y de los accidentes base de diseño dentro de sus límites especificados.

Fallo único: Un fallo único es un suceso independiente que provoca la pérdida de la capacidad de un componente para realizar su función de seguridad. Los fallos múltiples que puedan producirse como consecuencia de un único suceso se consideran como fallo único. Se considera que los sistemas eléctricos y de fluidos están diseñados frente a un fallo único si el sistema mantiene su capacidad para realizar sus funciones de seguridad en caso de producirse un fallo único de cualquier componente activo (suponiendo que todos los componentes pasivos funcionan correctamente), o de cualquier componente pasivo (suponiendo que todos los componentes activos funcionan correctamente).

Límites de diseño: Conjunto de valores que establecen límites para los parámetros y niveles de capacidad funcional y de comportamiento, y que se consideran aceptables porque garantizan el cumplimiento de los límites de seguridad.

Límites de seguridad: Son aquellos límites que se establecen para el valor de las variables importantes de proceso, que se ha comprobado que son necesarios para mantener de modo razonable la integridad de las barreras físicas que protegen contra la liberación incontrolada de radiactividad al exterior.

Materiales o sustancias radiactivas: Son todas aquellas sustancias o materiales que contienen uno o más radionucléidos, y cuya actividad o concentración no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica.

Operación normal: En este concepto se incluyen todos los modos de operación en los que puede encontrarse de modo rutinario la central, desde la parada para recarga hasta la operación a plena potencia.

Reactor nuclear: Es cualquier estructura que contenga combustible nuclear dispuesto de tal modo que dentro de ella pueda tener lugar un proceso automantenido de fisión nuclear sin necesidad de una fuente adicional de neutrones.

Recinto de contención del reactor (o recinto de contención): Es una de las estructuras de una central nuclear que actúa como barrera, junto con las varillas del combustible y la barrera de presión del refrigerante del reactor, para controlar la emisión de material radiactivo. El recinto de contención incluye:

1. La estructura de contención y sus esclusas de acceso, penetraciones y sistemas auxiliares,

2. Las válvulas, tuberías, sistemas cerrados y otros componentes que permiten realizar el aislamiento de la atmósfera de contención con el exterior, y

3. Aquellos sistemas o porciones de sistemas que, por sus funciones, extienden la frontera de la estructura de contención y proporcionan aislamiento efectivo (por ejemplo, las tuberías de vapor y de agua de alimentación)

Sistemas de protección: En este concepto se incluyen el sistema de protección del reactor y los sistemas o subsistemas que activan las salvaguardias tecnológicas, y que posibilitan la realización automática de sus funciones de seguridad.

Sucesos operacionales, u operativos, previstos (también llamados transitorios operacionales previstos): Son aquellas condiciones de operación que se desvían de la operación normal, y que se espera que se produzcan una o más veces durante la vida de la central nuclear, como por ejemplo la pérdida de potencia exterior, el disparo de la turbina o el aislamiento del reactor. Los criterios que se utilizan para el diseño de la central hacen que estos sucesos no ocasionen daños significativos ni originen condiciones de accidente postulado.

Unidad nuclear: Es cada uno de los conjuntos de reactor nuclear y sistemas asociados existentes en un único emplazamiento.

Tercero. *Criterios.*

Con el objetivo de facilitar a los titulares la implantación y el control documental de los criterios de diseño, en la presente Instrucción se sigue la nomenclatura, numeración y divisiones de la estructura del Apéndice A del 10CFR50, aprobado por la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos.

Parte 1. Requisitos generales

Criterio 1. Diseño de las funciones de seguridad

1.1 La central nuclear deberá ser capaz de mantener las siguientes funciones de seguridad en condiciones de operación normal, de suceso operacional previsto y de accidente base de diseño:

- 1) Control de la reactividad.
- 2) Extracción del calor residual del combustible nuclear.
- 3) Confinamiento del material radioactivo.

1.2 El diseño de las estructuras, sistemas y componentes (en adelante ESC) relacionados con la seguridad deberá tener en cuenta el criterio de fallo seguro, es decir, en caso de producirse un fallo, las ESC deben quedar en la posición más favorable para la seguridad que permita su diseño.

1.3 El diseño impedirá que un fallo en los sistemas que no son relacionados con la seguridad pueda afectar a la realización de una función de seguridad.

1.4 Las actuaciones y maniobras necesarias para realizar las funciones de seguridad deberán 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. Si el diseño requiere que el operador tome acciones durante ese periodo, las acciones deberán justificarse y deberán recogerse en procedimientos de operación que se ejerciten de forma periódica, y siempre que sea posible en un simulador réplica de alcance total.

1.5 La fiabilidad de las ESC relacionadas con la seguridad se obtendrá eligiendo las opciones más adecuadas en cada caso concreto, como por ejemplo el uso de medios de seguridad intrínsecos, medios de seguridad pasivos, componentes adecuadamente probados, redundancia, diversidad o separación física y funcional.

1.6 Las ESC relacionadas con la seguridad deberán estar diseñadas, fabricadas, montadas y probadas siguiendo unas normas de calidad adecuadas a la importancia de las funciones de seguridad que desempeñan. A este fin, todas las ESC relacionadas con la seguridad deberán estar identificadas, y se clasificarán de acuerdo a su importancia para la seguridad.

1.7 La clasificación de las ESC relacionadas con la seguridad se basará principalmente en métodos deterministas, complementados cuando sea necesario por métodos probabilistas y por el juicio de los expertos.

1.8 El diseño de las ESC relacionadas con la seguridad deberá tener en cuenta los principios y técnicas de ingeniería de factores humanos.

Criterio 2. Bases de diseño para la protección frente a fenómenos naturales

Las ESC relacionadas con la seguridad deberán estar diseñadas para soportar los efectos de fenómenos naturales sin perder la capacidad para realizar sus funciones de seguridad. La base de diseño para estas ESC deberá contemplar los siguientes aspectos:

1. Se deberán tener en cuenta de manera adecuada los fenómenos naturales más severos que se han registrado a lo largo de la historia en el emplazamiento y en la zona circundante, y se incluirá un margen suficiente en el diseño para tener en cuenta las limitaciones de los datos históricos en cuanto a precisión, cantidad y periodo de tiempo al que corresponde la información.

2. Se deberán tener en cuenta combinaciones creíbles de las condiciones de operación normal y de accidente con los efectos de los fenómenos naturales.

3. Se deberá tener en cuenta la importancia de las funciones de seguridad que deben realizar estas ESC.

Criterio 3. Protección contra incendios

3.1 Las ESC relacionadas con la seguridad deberán estar diseñadas y ubicadas de manera que se minimice la probabilidad de fuegos o explosiones y sus efectos, siempre de una forma que sea coherente con otros requisitos de seguridad.

3.2 Siempre que sea factible, y especialmente en zonas vitales de la central tales como el recinto de contención y la sala de control, se deberán utilizar materiales no inflamables y resistentes al calor.

3.3 Se deberán instalar sistemas de detección y de extinción del fuego de eficacia y capacidad adecuadas, que deberán estar diseñados para minimizar los efectos adversos del fuego en las ESC relacionadas con la seguridad. Los sistemas de extinción de incendios deberán diseñarse de forma que en caso de rotura o de operación indebida del sistema, la capacidad para realizar las funciones de seguridad de estas ESC no se vea afectada de forma significativa.

3.4 Se deberá disponer de las medidas de protección necesarias para limitar la propagación de incendios, garantizando que se mantienen confinados en áreas resistentes al fuego.

Criterio 4. Bases de diseño ambientales y de efectos dinámicos

4.1 Las ESC que se indican a continuación deberán estar diseñadas para soportar los efectos derivados de, y para ser compatibles con, las condiciones ambientales asociadas a la operación normal, a los trabajos de mantenimiento, a la realización de pruebas y a los accidentes base de diseño, incluidos los accidentes con pérdida de refrigerante, durante toda la vida de la central.

Las relacionadas con la seguridad,

aquellas que sin serlo, su fallo bajo condiciones ambientales postuladas podría impedir la realización de las funciones de seguridad de ESC relacionadas con la seguridad, y

aquella instrumentación post-accidente que lo requiera según la normativa específica aplicable.

4.2 Para cumplir con este objetivo, se adoptará un programa de calificación que confirme que las ESC que se indican en el apartado 4.1 pueden cumplir con su función durante toda su vida de diseño, teniendo en cuenta tanto las condiciones ambientales que se prevén durante la operación de la planta como, en su caso, las correspondientes a sucesos operacionales previstos y a accidentes base de diseño.

4.3 Las ESC que se indican en el apartado 4.1 deberán estar convenientemente protegidas frente a los efectos dinámicos, incluyendo los debidos a proyectiles, al efecto látigo en tuberías y a las descargas de fluidos, que pudieran producirse por fallos de equipos, así como frente a sucesos y condiciones que ocurran en el exterior de la central. Sin embargo, los efectos dinámicos asociados a la rotura postulada de tuberías de la central pueden excluirse de la base de diseño, si se dispone de análisis aprobados por el Consejo de Seguridad Nuclear que demuestren que la probabilidad de tales roturas es extremadamente baja en condiciones consistentes con la base de diseño de las tuberías afectadas.

Criterio 5. Estructuras, sistemas y componentes compartidos

En las centrales nucleares que tengan más de una unidad en el mismo emplazamiento, las ESC relacionadas con la seguridad no podrán compartirse entre las distintas unidades, a menos que se demuestre que ello no afecta de manera significativa a la capacidad de las ESC para realizar sus funciones de seguridad, incluyendo, en caso de accidente en una unidad, la de realizar la parada ordenada de las restantes unidades.

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

Criterio 10. Diseño del reactor

El núcleo del reactor y los sistemas de refrigeración, de control y de protección asociados al mismo, deberán estar diseñados con los márgenes suficientes para asegurar que durante cualquier condición de operación normal, incluidos los efectos de los sucesos operacionales previstos, no se superan los límites de diseño del combustible.

Criterio 11. Protección intrínseca del reactor

El núcleo del reactor y los sistemas de refrigeración asociados deberán estar diseñados de forma que, en todo el rango de operación a potencia, el efecto neto de la realimentación nuclear intrínseca tienda a compensar los incrementos rápidos de reactividad.

Criterio 12. Supresión de las oscilaciones de potencia del reactor

El núcleo del reactor y los sistemas de refrigeración, de control y de protección asociados al mismo, deberán estar diseñados para garantizar que no se pueden producir oscilaciones de potencia que conduzcan a condiciones en las que se superen los límites de diseño del combustible, o bien que existen garantías de que estas oscilaciones se pueden detectar y eliminar de manera rápida y fiable.

Criterio 13. Instrumentación y control

13.1 Se deberá disponer de instrumentación adecuada para vigilar el comportamiento de las variables principales y de los sistemas de la central dentro de los rangos de valores esperados para condiciones de operación normal, para sucesos operacionales previstos y para condiciones de accidente postulado, de forma que la central pueda operarse de una forma segura y fiable.

13.2 La instrumentación incluirá las variables y sistemas que pueden afectar al proceso de fisión, a la integridad del núcleo del reactor, a la barrera de presión del refrigerante del reactor, y al recinto de contención y sus sistemas asociados. Se deberá disponer de los medios necesarios para el registro automático de los valores medidos de las variables que son importantes para la seguridad.

13.3 La instrumentación será la adecuada para medir las variables de la central, y deberá estar calificada para cumplir su función en las condiciones ambientales esperadas en condiciones de operación normal, de sucesos operacionales previstos y de accidente postulado según la normativa específica aplicable.

13.4 Se deberá disponer de los sistemas y métodos de control adecuados para mantener las variables y los sistemas dentro de los rangos de operación prescritos.

Criterio 14. Barrera de presión del refrigerante del reactor

La barrera de presión del refrigerante del reactor deberá estar diseñada, fabricada, montada y probada de manera que exista una probabilidad extremadamente baja de que se produzcan fugas anormales, fallos de propagación rápida, o una rotura catastrófica de la barrera.

Criterio 15. Diseño del sistema de refrigeración del reactor

El sistema de refrigeración del reactor y los sistemas auxiliares, de control y de protección asociados al mismo, deberán estar diseñados con un margen suficiente como para garantizar que no se superan las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante del reactor durante ninguna condición de operación normal, incluyendo los sucesos operacionales previstos.

Criterio 16. Diseño del recinto de contención

Se deberá disponer de un recinto de contención del reactor, y de los sistemas asociados necesarios, para proporcionar una barrera esencialmente estanca que impida la liberación incontrolada de radiactividad al medio ambiente. Deberá garantizarse que no se superan las condiciones de diseño del recinto de contención importantes para la seguridad durante el plazo de tiempo asociado al desarrollo de los accidentes base de diseño.

Criterio 17. Sistemas de energía eléctrica

17.1 Se deberá disponer de un sistema de energía eléctrica interior y de un sistema de energía eléctrica exterior que permitan el funcionamiento de las ESC relacionadas con la seguridad. La función de seguridad de cada sistema, en caso de fallo del otro, será la de proporcionar el suministro eléctrico suficiente para garantizar que:

1. En caso de producirse un suceso operacional previsto, no se superarán los límites de diseño del combustible ni las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante del reactor, y

2. En condiciones de accidente base de diseño, se podrá refrigerar el núcleo, y se mantendrá la integridad del recinto de contención y el resto de funciones de seguridad necesarias en estas condiciones.

17.2 Las fuentes de suministro eléctrico interior, incluidas las baterías, y el sistema de distribución eléctrica interior, deberán tener la independencia, redundancia y capacidad de prueba necesarias para realizar sus funciones de seguridad en caso de fallo único.

17.3 El suministro de potencia eléctrica desde la red exterior hasta el sistema de distribución eléctrica interior deberá realizarse a través de al menos dos circuitos físicamente independientes (aunque no necesariamente discurriendo por caminos de paso separados), que tendrán las siguientes características:

1. Los circuitos estarán diseñados y ubicados de forma que se reduzca, siempre que sea factible, la posibilidad de su fallo simultáneo en condiciones de operación normal, así como bajo condiciones de accidente o ambientales postuladas.

Se considera aceptable el disponer de un parque eléctrico común para los dos circuitos.

2. Cada uno de estos circuitos deberá diseñarse de forma que, en caso de pérdida simultánea del otro circuito y de todas las fuentes de suministro eléctrico interior, el circuito esté disponible de forma inmediata como garantía de que en todo momento el sistema es capaz de cumplir su función de seguridad.

17.4 El diseño de los sistemas de suministro eléctrico deberá incluir las medidas necesarias para que, en caso de pérdida de la potencia generada por la central nuclear, o de pérdida del suministro exterior o interior, se minimice la probabilidad de perder el suministro eléctrico desde cualquiera de las restantes fuentes, como consecuencia o de forma coincidente con el suceso inicial.

Criterio 18. Inspección y pruebas de los sistemas de energía eléctrica

Los sistemas de energía eléctrica relacionados con la seguridad deberán estar diseñados para permitir la realización periódica de inspecciones y pruebas de sus componentes y características relevantes, tal como cableado, aislamientos, conexiones y cabinas, con el fin de verificar la continuidad de los sistemas y la condición en que se encuentran sus componentes. Los sistemas se diseñarán con capacidad para que periódicamente pueda probarse:

1. La operabilidad y la capacidad funcional de los componentes de los sistemas, tal como fuentes de suministro eléctrico interior, relés, interruptores y barras.

2. La operabilidad de los sistemas en su conjunto.

3. La secuencia completa de actuación que inicia la operación del sistema bajo condiciones tan próximas a las de diseño, siempre que sea factible. Ello incluye la operación de las partes correspondientes del sistema de protección, y la transferencia de energía eléctrica entre el generador principal de la central, el sistema eléctrico exterior y el sistema eléctrico interior.

Criterio 19. Sala de control

19.1 Se deberá disponer de una sala de control desde la que se puedan tomar 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.

19.2 El diseño de la sala de control tendrá en cuenta los factores humanos. La sala de control estará provista de dispositivos visuales, y en su caso, acústicos, que identifiquen los procesos y condiciones que se han desviado respecto a su condición normal y puedan afectar a la seguridad. El operador dispondrá de la información necesaria para poder comprobar la actuación y el efecto de las acciones automáticas.

19.3 Se identificarán los sucesos internos y externos a la sala de control que puedan afectar a su operación continuada, y el diseño incluirá las medidas que

razonablemente puedan tomarse para reducir al mínimo los efectos de estos sucesos. En particular, deberá proporcionarse una protección adecuada frente a la radiación de forma que se permita el acceso y la ocupación de la sala de control durante la duración completa de un accidente.

19.4 Adicionalmente, se deberá disponer de instrumentación y equipos de control con las siguientes características de diseño:

1. Estar situados en un único lugar separado física y eléctricamente de la sala de control. Si la localización no fuese única, deberá demostrarse la capacidad de operar todos los equipos de forma integrada mediante los procedimientos adecuados.

2. Disponer de la capacidad para llevar la planta a parada caliente de forma suficientemente rápida, incluyendo la capacidad de mantener la central en condiciones seguras de parada caliente.

3. Disponer de la capacidad potencial para llevar la planta a la subsiguiente parada fría del reactor mediante el uso de los procedimientos adecuados.

4. Para cumplir con el requisito de separación eléctrica establecido en el punto 1 anterior, deberán cumplirse los siguientes requisitos:

a) La instrumentación y controles necesarios para parar la planta tras el abandono de sala de control desde localizaciones eléctricamente separadas de la misma serán de aplicación al mínimo número de trenes que por sí mismos permitirían llevar la central a una condición segura y mantenerla en ella.

b) La separación eléctrica deberá quedar garantizada a través de los apropiados dispositivos de corte para la realización de la transferencia del mando y la señalización necesarios para alcanzar y mantener la parada requerida tras el abandono de la sala de control, con la rapidez suficiente para el fin perseguido.

c) La separación eléctrica deberá contemplar la existencia de dispositivos de protección específicos, que posibiliten la rápida recuperación de los circuitos que pudieran quedar afectados por la propagación de faltas eléctricas desde la sala de control con anterioridad a la realización de la transferencia.

d) En caso de que el titular considere que no es factible o que es extraordinariamente compleja la instalación de los dispositivos mencionados en los apartados b) o c) anteriores, deberá justificar y proporcionar alternativas a los mismos compatibles con la parada requerida, en los términos establecidos para las medidas equivalentes según en el artículo quinto de esta IS.

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

Criterio 20. Funciones del sistema de protección

El sistema de protección deberá estar diseñado para cumplir las siguientes funciones:

1. Iniciar automáticamente la operación de los sistemas necesarios, incluidos los de control de la reactividad, para garantizar que en caso de producirse un suceso operacional previsto no se superan los límites de diseño del combustible.

2. Detectar las condiciones que indican que se ha producido un accidente e iniciar de modo automático la operación de los sistemas y componentes relacionados con la seguridad que son requeridos para mitigar sus consecuencias.

Criterio 21. Fiabilidad y posibilidad de prueba del sistema de protección

21.1 El sistema de protección deberá estar diseñado de forma que tenga una fiabilidad funcional elevada y una alta capacidad para ser probado en condiciones de operación, de manera coherente con las funciones de seguridad que debe realizar.

21.2 El diseño del sistema de protección deberá incluir la redundancia e independencia suficientes como para garantizar que:

1. Ningún fallo único podrá producir la pérdida de la función de protección.
2. La puesta fuera de servicio de cualquier componente o canal del sistema de protección no podrá conducir a la pérdida de la redundancia mínima requerida, a menos que se pueda demostrar que la fiabilidad de la operación del sistema sigue siendo aceptable en esas condiciones.

21.3 El sistema de protección deberá estar diseñado para permitir la realización de pruebas periódicas de su funcionamiento completo (desde el instrumento sensor que proporciona la señal de entrada hasta el actuador final) durante la operación normal de la central, incluyendo la capacidad para probar los canales de manera independiente con el fin de identificar los fallos y pérdidas de redundancia que pudieran haber ocurrido. Las excepciones a este criterio deberán estar adecuadamente justificadas basándose en las características específicas del diseño del sistema.

21.4 El sistema de protección se diseñará de manera que se reduzca al mínimo la posibilidad de que una acción del operador pueda reducir la efectividad del sistema de protección durante la operación normal y en caso de sucesos operacionales previstos. Sin embargo, el sistema de protección no impedirá que los operadores tomen las acciones correctas en caso de producirse un accidente base de diseño.

21.5 Los sistemas digitales que se utilicen para realizar las funciones de protección, o que puedan afectar a su realización, deberán disponer de las siguientes características:

1. Los sistemas serán diseñados, contruidos, verificados, validados, probados y controlados de acuerdo con los más altos estándares de calidad reconocidos internacionalmente en el ámbito nuclear.
2. El proceso completo de desarrollo de los sistemas, incluyendo el control, pruebas y puesta en servicio de las modificaciones de diseño, deberá documentarse y revisarse de manera sistemática.
3. En aquellos casos en los que la fiabilidad de los sistemas frente a fallos de causa común no pueda demostrarse con un alto nivel de confianza, se dispondrá de un método alternativo para garantizar el cumplimiento de sus funciones de seguridad.

Criterio 22. Independencia del sistema de protección

22.1 El sistema de protección deberá estar diseñado de manera que no se pierda la función de protección por efecto de las condiciones asociadas a fenómenos naturales, a la operación normal, a las tareas de mantenimiento, a la realización de pruebas y a los accidentes base de diseño, salvo que se demuestre que la fiabilidad de la función de protección es aceptable utilizando una base técnica diferente.

22.2 Para evitar la pérdida de la función de protección deberán utilizarse, siempre que sea factible, técnicas de diseño tales como la diversidad funcional o la diversidad en el diseño de componentes y en sus principios de operación.

Criterio 23. Modos de fallo del sistema de protección

El sistema de protección deberá estar diseñado de manera que quede en el estado que proporcione la mayor seguridad, o que se pueda demostrar que proporciona una seguridad aceptable utilizando una base técnica diferente, en los casos en que se produzca:

- a) La desconexión del sistema,
- b) La pérdida de la alimentación eléctrica
- c) La pérdida del suministro de aire de instrumentos
- d) Las condiciones ambientales adversas que se hayan postulado

Criterio 24. Separación entre el sistema de protección y cualquier sistema de control

El sistema de protección deberá estar separado de los sistemas de control de manera que en caso de fallo de un componente o un canal de un sistema de control, o de fallo o puesta fuera de servicio de un componente o canal del sistema de protección que sea común a los sistemas de control y de protección, siempre quede un sistema intacto que satisfaga todos los requisitos de fiabilidad, redundancia e independencia del sistema de protección. La interconexión del sistema de protección con los sistemas de control debe limitarse para garantizar que la seguridad no se vea afectada de forma significativa.

Criterio 25. Requisitos del sistema de protección en caso de fallos en el control de la reactividad

El sistema de protección deberá estar diseñado para garantizar que no se superan los límites de diseño del combustible en caso de cualquier fallo único de los sistemas de control de la reactividad, como por ejemplo la extracción incontrolada de barras de control. La eyección o la caída de barras de control no se considera un fallo único a los efectos de este criterio.

Criterio 26. Capacidad y diversidad de los sistemas de control de la reactividad

26.1 Se deberá disponer de dos sistemas independientes de control de la reactividad, que estarán basados en principios de diseño diferentes.

26.2 Uno de los sistemas deberá utilizar barras de control, siendo preferible que disponga de un dispositivo activo para insertar las barras. El sistema deberá ser capaz de controlar los cambios de reactividad de forma fiable para garantizar que en condiciones de operación normal, incluyendo los sucesos operacionales previstos, y con un margen apropiado para el caso de fallo único del sistema, o de fallos de funcionamiento tales como el atascamiento de barras, no se superan los límites de diseño del combustible.

26.3 El segundo sistema de control de la reactividad deberá ser capaz de controlar de manera fiable el ritmo de variación de reactividad que se derive de los cambios normales y planificados de nivel de potencia (incluyendo los cambios en la concentración de Xenon), de forma que no se superen los límites de diseño del combustible.

26.4 Al menos uno de los sistemas deberá ser capaz de mantener el núcleo del reactor subcrítico en condiciones frías.

Criterio 27. Capacidad combinada de los sistemas de control de la reactividad

Los sistemas de control de la reactividad, en su caso junto con la inyección de veneno neutrónico por los sistemas de seguridad, deberán estar diseñados de forma que su capacidad combinada permita controlar de forma fiable los cambios de reactividad para garantizar que se mantiene la capacidad de refrigerar el núcleo en las condiciones de los accidentes base de diseño, y con el margen adecuado para cubrir la posibilidad de que se atasquen barras de control.

Criterio 28. Límites de reactividad

28.1 El diseño de los sistemas de control de la reactividad deberá incluir límites para el aumento y para el ritmo de aumento de reactividad que potencialmente se pueden producir, a fin de garantizar que los efectos de los accidentes de reactividad postulados se limitan de la siguiente forma:

1. No puedan producir daño a la barrera de presión del refrigerante del reactor, más allá de daños locales limitados.

2. No afecten al núcleo, a sus estructuras soporte o a otros internos de la vasija de una manera suficiente como para que la capacidad de refrigerar el núcleo se vea afectada de forma significativa.

28.2 Los accidentes de reactividad postulados deberán incluir, como mínimo, la eyección de barras de control (salvo que pueda impedirse por medios positivos), la caída de barras de control, la rotura de línea de vapor, los cambios en la temperatura y presión del refrigerante del reactor, y la inyección de agua fría en los generadores de vapor (PWR) o en la vasija del reactor (BWR).

Criterio 29. Protección frente a sucesos operacionales previstos

El sistema de protección y los sistemas de control de la reactividad deberán estar diseñados para garantizar que existe una alta probabilidad de que cumplan con sus funciones de seguridad en caso de que se produzca un suceso operacional previsto.

Parte 4. Sistemas de fluidos

Criterio 30. Calidad de la barrera de presión del refrigerante del reactor

Los componentes que formen parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor deberán estar diseñados, fabricados, montados y probados con arreglo a las normas de calidad más exigentes. Se deberá disponer de los medios necesarios para detectar las fugas de refrigerante del reactor, y para identificar, siempre que sea factible, el origen y la localización de las fugas.

Criterio 31. Prevención de la fractura de la barrera de presión del refrigerante del reactor

31.1 La barrera de presión del refrigerante del reactor deberá estar diseñada con margen suficiente para que cuando se someta a los esfuerzos correspondientes a condiciones de operación, de mantenimiento, de pruebas y de accidente postulado, se garanticen los siguientes aspectos:

1. Los materiales que forman la barrera no se comportan de manera frágil.
2. Se minimiza la probabilidad de que se produzca una fractura de propagación rápida.

31.2 El diseño deberá considerar la temperatura de servicio y otras condiciones a las que se someta el material de la barrera durante la operación, el mantenimiento, las pruebas, los accidentes base de diseño y los sucesos operacionales previstos, así como las incertidumbres existentes en la determinación de los siguientes parámetros:

1. Propiedades de los materiales.
2. Efectos de la irradiación sobre las propiedades de los materiales.
3. Tensiones residuales, en estado estacionario y en transitorios.
4. Tamaño de los defectos.

Criterio 32. Inspección de la barrera de presión del refrigerante del reactor

Los componentes que forman parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor deberán estar diseñados de forma que sea posible lo siguiente:

1. Realizar periódicamente inspecciones y pruebas de las áreas y características más importantes, para comprobar su integridad estructural y su estanqueidad.
2. Implantar un programa de vigilancia adecuado del material de la vasija del reactor.

Criterio 33. Reposición del refrigerante del reactor

33.1 Como protección ante las roturas pequeñas de la barrera del refrigerante del reactor, se deberá disponer de un sistema que proporcione la capacidad de reponer el refrigerante que pueda fugar del circuito de refrigeración del reactor. La función de seguridad del sistema deberá ser la de garantizar que no se superan los límites de diseño del combustible en caso de pérdidas de refrigerante por fugas en el circuito, ni por la rotura de tuberías pequeñas u otros componentes menores que formen parte de la barrera de presión.

33.2 El sistema deberá estar diseñado para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro interior no está disponible), la función de seguridad del sistema puede cumplirse utilizando las mismas tuberías, bombas, y válvulas que se usan para mantener el inventario de refrigerante durante la operación normal del reactor.

Criterio 34. Extracción del calor residual del núcleo del reactor

34.1 Se deberá disponer de sistemas para la extracción del calor residual. La función de seguridad de los mismos será la de transferir 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 que se han establecido como aceptables.

34.2 La capacidad de estos sistemas será suficiente para extraer el calor residual del núcleo tras la parada del reactor, así como durante y después de un suceso operacional previsto o un accidente base de diseño.

34.3 Estos sistemas deberán estar dotados de la adecuada redundancia en sus componentes y características, y tendrán las interconexiones y las capacidades de detección de fugas y de aislamiento necesarias para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro eléctrico exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro eléctrico interior no está disponible), la función de seguridad del sistema puede cumplirse suponiendo un fallo único.

34.4 Los sistemas de extracción del calor residual deberán estar diseñados para permitir las inspecciones periódicas adecuadas de los componentes que realicen funciones de seguridad, con el fin de garantizar la integridad y capacidad de los propios sistemas.

34.5 Los sistemas de extracción del calor residual deberán estar diseñados para permitir la realización de las pruebas periódicas de presión y funcionales adecuadas, que permitan garantizar:

1. La integridad estructural y la estanqueidad de los componentes que realicen funciones de seguridad.
2. La operabilidad y la actuación de los componentes activos que realicen funciones de seguridad.
3. La operabilidad de los sistemas completos y, bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea factible, la capacidad funcional del sistema y la operación del sistema o sistemas de agua de refrigeración asociados.

Criterio 35. Refrigeración de emergencia del núcleo

35.1 Se deberá disponer de un sistema que proporcione refrigeración abundante al núcleo en caso de emergencia. La función de seguridad principal del sistema será la de transferir el calor del núcleo en caso de pérdida de refrigerante del reactor, con un ritmo de extracción suficiente para garantizar que:

1. Se eviten los daños al combustible y a las vainas que pudieran impedir la refrigeración efectiva y continuada del núcleo.

2. Se limite la reacción entre el metal de las vainas y el agua a niveles insignificantes.

35.2 El sistema deberá estar dotado de la adecuada redundancia en sus componentes y características, y tendrá las interconexiones y las capacidades de detección de fugas y de aislamiento necesarias para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro interior no está disponible), la función de seguridad del sistema puede cumplirse suponiendo un fallo único.

Criterio 36. Inspección del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo deberá estar diseñado para permitir las inspecciones periódicas adecuadas de sus componentes más importantes, con el fin de garantizar la integridad y capacidad del sistema.

Criterio 37. Pruebas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo deberá estar diseñado para permitir la realización de las pruebas periódicas de presión y funcionales adecuadas, que permitan garantizar:

1. La integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes.
2. La operabilidad y la actuación de los componentes activos del sistema.
3. La operabilidad del sistema completo y, bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea factible, la actuación de la secuencia de operación completa que pone el sistema en operación, incluyendo la operación de las partes aplicables del sistema de protección, la transferencia desde el suministro eléctrico normal al de emergencia, y la operación del sistema o sistemas de agua de refrigeración asociados.

Criterio 38. Extracción del calor del recinto de contención

38.1 En caso de ser necesario, se deberá disponer de un sistema, o sistemas, para la extracción del calor del recinto de contención del reactor. La función de seguridad de estos sistemas será la de reducir con la rapidez suficiente, y de manera consistente con el funcionamiento de otros sistemas asociados, la presión y la temperatura del recinto de contención después de cualquier accidente base de diseño, y mantener estas variables en valores aceptablemente bajos.

38.2 Cada sistema deberá estar dotado de la adecuada redundancia en sus componentes y características, y tendrá las interconexiones y las capacidades de detección de fugas y de aislamiento necesarias para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro interior no está disponible), la función de seguridad de los sistemas puede cumplirse suponiendo un fallo único.

Criterio 39. Inspección de los sistemas de extracción de calor del recinto de contención

Los sistemas de extracción de calor del recinto de contención deberán estar diseñados para permitir la realización de las inspecciones periódicas adecuadas de sus componentes más importantes, con el fin de garantizar la integridad y capacidad del sistema.

Criterio 40. Pruebas de los sistemas de extracción de calor del recinto de contención

Los sistemas de extracción de calor del recinto de contención deberán estar diseñados para permitir la realización de las pruebas periódicas de presión y funcionales adecuadas, que permitan garantizar:

1. La integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes.
2. La operabilidad y la actuación de los componentes activos de los sistemas.
3. La operabilidad de los sistemas completos y, bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea factible, la actuación de la secuencia de operación completa que pone los sistemas en operación, incluyendo la operación de las partes aplicables del sistema de protección, la transferencia del suministro eléctrico normal al de emergencia, y la operación del sistema o sistemas de agua de refrigeración asociados.

Criterio 41. Limpieza de la atmósfera del recinto de contención

41.1 Se deberá disponer de los sistemas necesarios para controlar los productos de fisión, el hidrógeno, el oxígeno y otras sustancias que puedan ser liberadas dentro del recinto de contención, para, de manera consistente con el funcionamiento de otros sistemas asociados, realizar las siguientes funciones:

1. Reducir la concentración de los productos de fisión que se liberan al medio ambiente durante los accidentes base de diseño a valores tales que garanticen el cumplimiento con los límites radiológicos establecidos.
2. Controlar la concentración de hidrógeno, oxígeno y otras sustancias en la atmósfera del recinto de contención tras un accidente postulado, para garantizar que se mantiene la integridad del recinto de contención.

41.2 Cada uno de los sistemas deberá estar dotado de la adecuada redundancia en sus componentes y características, y tendrá las interconexiones y las capacidades de detección de fugas y de aislamiento necesarias para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro interior no está disponible), la función de seguridad de los sistemas puede cumplirse suponiendo un fallo único.

Criterio 42. Inspección de los sistemas de limpieza de la atmósfera del recinto de contención

Los sistemas de limpieza de la atmósfera del recinto de contención deberán estar diseñados para permitir la realización de las inspecciones periódicas adecuadas de sus componentes más importantes, con el fin de garantizar la integridad y capacidad de los sistemas.

Criterio 43. Pruebas de los sistemas de limpieza de la atmósfera del recinto de contención

Los sistemas de limpieza de la atmósfera del recinto de contención deberán estar diseñados para permitir la realización de las pruebas periódicas de presión y funcionales adecuadas, que permitan garantizar:

1. La integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes.
2. La operabilidad y la actuación de los componentes activos de los sistemas.
3. La operabilidad del sistema completo, y, bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea factible, la actuación de la secuencia de operación completa que pone el sistema en operación, incluyendo la operación de las partes aplicables del sistema de

protección, la transferencia desde el suministro eléctrico normal al de emergencia, y la operación del sistema de agua de refrigeración asociado.

Criterio 44. Sistemas de agua de refrigeración

44.1 Se deberá disponer de un sistema, o sistemas, para transferir el calor desde las ESC relacionadas con la seguridad hasta un sumidero final de calor. La función de seguridad de estos sistemas será la de transferir la carga de calor combinada de estas ESC en condiciones de operación normal y de accidente postulado.

44.2 Estos sistemas de agua de refrigeración deberán estar dotados de la adecuada redundancia en sus componentes y características, y tendrán las interconexiones y las capacidades de detección de fugas y de aislamiento necesarias para garantizar que tanto operando con suministro eléctrico interior (suponiendo que el suministro exterior no está disponible), como operando con suministro eléctrico exterior (suponiendo que el suministro interior no está disponible), la función de seguridad de los sistemas puede cumplirse suponiendo un fallo único.

Criterio 45. Inspección de los sistemas de agua de refrigeración

Los sistemas de agua de refrigeración deberán estar diseñados para permitir la realización de inspecciones periódicas adecuadas de sus componentes importantes, con el fin de garantizar la integridad y capacidad de los mismos.

Criterio 46. Pruebas de los sistemas de agua de refrigeración

Los sistemas de agua de refrigeración deberán estar diseñados para permitir la realización de las pruebas periódicas de presión y funcionales adecuadas, que permitan garantizar:

1. La integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes.
2. La operabilidad y la actuación de los componentes activos de los sistemas.
3. La operabilidad de los sistemas completos, y, bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea factible, la actuación de la secuencia de operación completa que pone los sistemas en operación tanto para la parada del reactor como en caso de accidente con pérdida de refrigerante, incluyendo la operación de las partes aplicables del sistema de protección y la transferencia desde el suministro eléctrico normal al de emergencia.

Parte 5. Recinto de contención del reactor

Criterio 50. Bases de diseño del recinto de contención

La estructura del recinto de contención del reactor y sus compartimentos internos, incluidas las compuertas de acceso y las penetraciones, deberán estar diseñados de manera que resistan con un margen suficiente las condiciones calculadas de presión y temperatura que se producirían en caso de accidente de pérdida de refrigerante, sin exceder la tasa de fugas de diseño del recinto de contención. La determinación de este margen deberá estar basada en las siguientes consideraciones:

1. Los efectos de todas las posibles fuentes de energía que no se hayan considerado para la determinación de las condiciones de máxima presión y temperatura, incluyendo la energía contenida en los generadores de vapor y la generada por la reacción metal-agua y otras reacciones químicas que pudieran producirse como consecuencia de la degradación postulada del funcionamiento de la refrigeración de emergencia del núcleo, sin llegar a la pérdida total de esta función.

2. Las limitaciones en la experiencia y en los datos experimentales disponibles relativos al conocimiento de los fenómenos que se producen durante el accidente, y la respuesta al mismo del recinto de contención.

3. El conservadurismo de los modelos de cálculo y de los datos de entrada utilizados.

Criterio 51. Prevención de la fractura del recinto de contención

51.1 La barrera del recinto de contención del reactor deberá estar diseñada con margen suficiente para garantizar que bajo condiciones de operación, mantenimiento, pruebas y accidente postulado, los materiales ferríticos que forman la barrera no se comportan de manera frágil, y se minimiza la probabilidad de que se produzca una fractura de propagación rápida.

51.2 El diseño deberá considerar la temperatura de servicio y otras condiciones a que se ve sometido el material que forma la barrera durante la operación, el mantenimiento, las pruebas y los accidentes base de diseño, así como las incertidumbres existentes en la determinación de los siguientes parámetros:

1. Propiedades de los materiales.
2. Tensiones residuales, en estado estacionario y en transitorios.
3. Tamaño de los defectos.

Criterio 52. Capacidad para realizar pruebas de estanqueidad del recinto de contención

El recinto de contención, y el resto de equipos que pueden estar sujetos a las condiciones de prueba, deberán estar diseñados para que sea posible la realización de las pruebas de fugas a la presión de diseño de la contención.

Criterio 53. Inspección y pruebas del recinto de contención

El recinto de contención del reactor deberá estar diseñado para permitir:

1. La realización de inspecciones periódicas adecuadas de todas sus áreas importantes, incluidas las penetraciones.
2. La implantación de un programa de vigilancia apropiado.
3. La realización, a la presión de diseño del recinto de contención, de pruebas periódicas de la estanqueidad de las penetraciones que tengan sellos elásticos o juntas de expansión, salvo que se demuestre sobre una base técnica diferente que ello no es necesario para garantizar la tasa de fugas del recinto de contención considerada como hipótesis en los análisis de seguridad aplicables.

Criterio 54. Sistemas con tuberías que atraviesan las paredes del recinto de contención

54.1 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.

54.2 Estos sistemas deberán estar diseñados con capacidad para:

1. Probar periódicamente la operabilidad de las válvulas de aislamiento del recinto de contención y su equipo asociado.
2. Verificar periódicamente que las fugas de las válvulas de aislamiento del recinto de contención están dentro de los límites aceptables, salvo que se demuestre sobre una base técnica adecuada que ello no es necesario para garantizar la tasa de fugas del recinto de contención considerada como hipótesis en los análisis de seguridad aplicables.

Criterio 55. Aislamiento de tuberías pertenecientes a la barrera de presión del refrigerante del reactor y que atraviesan las paredes del recinto de contención

55.1 Cada tubería perteneciente a la barrera de presión del refrigerante del reactor y que atraviesa las paredes del recinto de contención deberá estar provista de válvulas de aislamiento de la contención que cumplan una de las configuraciones que se indican a continuación:

1. Una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el interior del recinto de contención y una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el exterior.
2. Una válvula automática de aislamiento en el interior del recinto de contención y una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el exterior.
3. Una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el interior del recinto de contención y una válvula automática de aislamiento en el exterior.
4. Una válvula automática de aislamiento en el interior del recinto de contención y una válvula automática de aislamiento en el exterior.

Una válvula de retención estándar, es decir que no disponga de mecanismo activo de actuación remota, no puede utilizarse como válvula automática de aislamiento en el exterior del recinto de contención.

Configuraciones distintas de las indicadas podrán considerarse válidas, si se demuestra bajo una base técnica diferente que los dispositivos de aislamiento del recinto de contención en una tubería, o tipo específico de tuberías como por ejemplo las líneas de instrumentación, son aceptables.

55.2 Las válvulas de aislamiento situadas en el exterior del recinto de contención deberán colocarse tan cerca del mismo como sea posible.

55.3 En penetraciones con dos válvulas automáticas de aislamiento de la contención, al menos una de ellas deberá estar diseñada para que, en caso de pérdida del suministro de energía para su actuación, quede en la posición más favorable para la seguridad, salvo que se demuestre bajo una base técnica diferente que la fiabilidad de la función de aislamiento de la contención es aceptable.

55.4 Con el fin de garantizar un nivel de seguridad adecuado, se deberán implantar los requisitos adicionales que sean necesarios para minimizar la probabilidad o las consecuencias de una rotura accidental de estas tuberías o de otras conectadas a ellas. Ejemplos de estos requisitos adicionales son: el uso de los mayores niveles de calidad en el diseño, fabricación, y pruebas; capacidades adicionales para realizar inspecciones en servicio; protección frente a fenómenos naturales más severos; y el uso de válvulas de aislamiento adicionales. Para determinar si estos requisitos adicionales son adecuados, se tendrá en cuenta la densidad de población y las características físicas y de utilización del suelo de los alrededores del emplazamiento.

Criterio 56. Aislamiento de tuberías abiertas a la atmósfera del recinto de contención

56.1 Cada tubería que atraviese las paredes del recinto de contención y que conecte directamente con la atmósfera de la contención, deberá estar provista de válvulas de aislamiento de la de contención que cumplan una de las configuraciones que se indican a continuación:

1. Una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el interior del recinto de contención y una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el exterior.
2. Una válvula automática de aislamiento en el interior del recinto de contención y una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el exterior.
3. Una válvula de aislamiento enclavada cerrada en el interior del recinto de contención y una válvula automática de aislamiento en el exterior.
4. Una válvula automática de aislamiento en el interior del recinto de contención y una válvula automática de aislamiento en el exterior.

Una válvula de retención estándar, es decir que no disponga de mecanismo activo de actuación remota, no puede utilizarse como válvula automática de aislamiento en el exterior del recinto de contención.

Configuraciones diferentes de las indicadas podrán considerarse válidas, si se demuestra bajo una base técnica diferente que los dispositivos de aislamiento del recinto de contención en una tubería, o tipo específico de tuberías como por ejemplo las líneas de instrumentación o las del sistema de venteo filtrado de la contención, son aceptables.

56.2 Las válvulas de aislamiento situadas en el exterior del recinto de contención deberán colocarse tan cerca del mismo como sea posible.

56.3 En penetraciones con dos válvulas automáticas de aislamiento de la contención, al menos una de ellas deberá estar diseñada para que, en caso de pérdida del suministro de energía para su actuación, quede en la posición más favorable para la seguridad, salvo que se demuestre bajo una base técnica diferente que la fiabilidad de la función de aislamiento de la contención es aceptable.

Criterio 57. Aislamiento de tuberías de sistemas cerrados

57.1 Cada tubería que atraviesa las paredes del recinto de contención y que ni pertenezca a la barrera de presión del refrigerante del reactor ni esté conectada directamente a la atmósfera del recinto de contención (sistemas cerrados), deberá disponer al menos de una válvula de aislamiento del recinto de contención, que será automática, o estará enclavada cerrada, o se podrá operar manualmente de forma remota. No se podrá utilizar una válvula de retención estándar, es decir que no disponga de mecanismo activo de actuación remota, como válvula automática de aislamiento.

57.2 Las válvulas de aislamiento de la contención de sistemas cerrados deberán estar situadas fuera del recinto de contención y colocadas tan cerca del mismo como sea posible.

Parte 6. Control de la radiactividad

Criterio 60. Control de los vertidos de materiales o sustancias radiactivas al medio ambiente

60.1 El diseño de la central nuclear 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.

60.2 Se deberá disponer de la capacidad suficiente para retener los efluentes gaseosos y líquidos que contengan materiales o sustancias radiactivas, en particular para el caso en que condiciones ambientales adversas en el emplazamiento pudieran imponer limitaciones sobre el vertido de dichos efluentes al exterior.

Criterio 61. Vigilancia de los vertidos radiactivos

Con el fin de detectar la radiactividad que pudiera liberarse durante la operación normal, los sucesos operacionales previstos y los accidentes base de diseño, 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

Criterio 70. Almacenamiento y manejo del 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 un nivel de seguridad adecuado en condiciones de operación normal, de sucesos operacionales previstos y de accidente postulado. Estos sistemas deberán estar diseñados con las siguientes características:

1. Capacidad para permitir la realización de las inspecciones y pruebas periódicas adecuadas de sus componentes relacionados con la seguridad.
2. Blindaje adecuado para la protección frente a la radiación.
3. Capacidad adecuada de contención, confinamiento y filtrado.
4. Capacidad de extracción del calor residual, que en el caso de almacenamiento bajo agua, deberá ser suficiente como para mantener la temperatura del refrigerante en un rango de valores compatible con el diseño de las ESC relacionadas con la seguridad en todas las condiciones de operación del almacenamiento de combustible, y con unos niveles de fiabilidad y capacidad de prueba que reflejen la importancia para la seguridad de la extracción del calor de decaimiento y del calor residual en general.
5. En el caso de almacenamiento bajo agua, capacidad para evitar que se produzca una reducción significativa del inventario de refrigerante del almacenamiento de combustible en condiciones de accidente, de forma que los elementos combustibles se mantengan inundados.

Criterio 71. Prevención de la criticidad durante el almacenamiento y manejo del combustible

71.1 La criticidad durante el almacenamiento y manejo del combustible deberá impedirse mediante el uso de sistemas o procesos físicos, preferiblemente mediante el uso de configuraciones geométricas seguras.

71.2 El valor calculado de la constante de multiplicación efectiva (K efectiva) de los bastidores de almacenamiento de combustible fresco, cargados con elementos combustibles de la máxima reactividad e inundados con agua pura, no deberá ser superior a 0,95 con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95%.

71.3 En el caso de que la moderación óptima de los bastidores de almacenamiento de combustible fresco se produzca en condiciones de baja moderación (para densidades equivalentes de agua reducidas), la K efectiva calculada en esas condiciones para los bastidores cargados con elementos combustibles de la máxima reactividad no podrá superar 0,98 con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95%.

71.4 El diseño de los bastidores de almacenamiento de combustible gastado bajo agua cumplirá las siguientes condiciones:

1. Si no se da crédito al boro soluble del almacenamiento, la K efectiva calculada de los bastidores cargados con elementos combustibles de la máxima reactividad e inundados con agua pura no deberá ser superior a 0,95 con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95%.

2. Si se da crédito a la reducción de reactividad del almacenamiento producida por el boro soluble, la K efectiva calculada de los bastidores cargados con elementos combustibles de la máxima reactividad no deberá ser superior a 0,95 con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95% cuando están inundados con agua borada, y debe ser inferior a 1,0 con una probabilidad del 95% y un nivel de confianza del 95% cuando están inundados con agua pura.

Estas condiciones no se aplicarán al combustible cargado en los contenedores de almacenamiento y/o transporte de combustible gastado cuando estos se encuentran dentro de la piscina de combustible gastado.

Criterio 72. Vigilancia de los almacenamientos de combustible y residuos

Los sistemas de almacenamiento de combustible y de residuos radiactivos, y las áreas de manejo asociadas, deberán disponer de los sistemas apropiados para:

1. Detectar la presencia de condiciones que pudieran conducir a la pérdida de la capacidad de extracción del calor residual o a niveles de radiación excesivos.
2. Iniciar las acciones de seguridad adecuadas.

Cuarto. *Infracciones y sanciones.*

La presente Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear tiene carácter vinculante de conformidad con lo establecido en el artículo 2.a) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, por lo que su incumplimiento será sancionado según lo dispuesto en el capítulo XIV (artículos 85 a 93) de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear.

Quinto. *Exenciones y medidas equivalentes.*

Exenciones: El CSN podrá eximir temporalmente del cumplimiento de alguno de los requisitos de esta Instrucción, siempre que el titular justifique tanto las dificultades de satisfacer dichos requisitos de la forma establecida y que impiden dicho cumplimiento, como las medidas compensatorias propuestas para su exención.

Medidas equivalentes: El CSN podrá apreciar favorablemente, a propuesta del titular, medidas equivalentes de cumplimiento de los requisitos previstos en esta Instrucción, siempre que el titular acredite adecuadamente dicho cumplimiento mediante la correspondiente justificación de las medidas equivalentes propuestas.

Disposición derogatoria única.

Queda derogada expresamente la Instrucción IS-27, de 16 de junio de 2010, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, y cualquier norma de igual o inferior rango que se oponga a la presente Instrucción.

Disposición final primera.

Los titulares de las centrales nucleares incorporarán los criterios contenidos en esta Instrucción en la primera revisión ordinaria de su Estudio de Seguridad tras la publicación de esta Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear.

El resto de documentos de la central deberán ser actualizados siguiendo lo indicado en esta Instrucción cuando sean revisados de acuerdo con los programas existentes de mantenimiento de la documentación de la instalación.

Disposición final segunda.

Se establece un periodo de adaptación de tres años desde la publicación de esta Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear para la entrada en vigor de lo establecido en el criterio 19.4.4 de la misma; en los casos en que la información acerca de ese punto considere alternativas que finalmente no fuesen aceptadas favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear, el citado plazo sería ampliado en seis meses.

Disposición final tercera.

La presente Instrucción entrará en vigor el día siguiente al de su publicación en el «Boletín Oficial del Estado».

Madrid, 14 de junio de 2017.–El Presidente del Consejo de Seguridad Nuclear, Fernando Marti Scharfhausen.