

Tercer ejercicio. Seguridad nuclear

Tema 3-A-22

Clasificación de seguridad de equipos y componentes. Calificación sísmica y ambiental de equipos en centrales nucleares

INDICE

1. Introducción
2. Condiciones de proceso
 - 2.1 Condiciones normales
 - 2.2 Condiciones frecuentes
 - 2.3 Condiciones poco frecuentes
 - 2.4 Condiciones limite
 - 2.5
3. Fenómenos naturales, condiciones ambientales y sucesos ocasionados por la actividad humana.
4. Condiciones de Proyecto
 - 4.1. Requisitos generales de proyecto
5. Clasificación de los componentes
 - 5.1 Clases de seguridad
 - 5.2 Clasificación en grupos de calidad
 - 5.3 Correlación de las clases anteriores con el código 5.4
 - Clasificación sísmica
6. Requisitos de códigos
7. Requisitos de garantía de calidad
8. Cualificación de equipos eléctricos
 - 8.1 Norma IEEE 323

RESUMEN EJECUTIVO

En este tema se definen los niveles que se consideran en el proyecto de una central nuclear para garantizar su seguridad.

Los productos radiactivos contenidos en el combustible de una central nuclear pueden originar graves daños, tanto a los seres vivos como al medio ambiente, en caso de que se liberen al exterior. Por ello en el diseño de una central nuclear se establecen tres barreras: las vainas de los combustibles, el circuito de refrigeración y el edificio de contención. Estas barreras hay que protegerlas para mantener su integridad, para que puedan confinar los productos radiactivos.

Por ello se consideran estructuras sistemas y componentes de seguridad aquellos que son necesarios para garantizar la integridad de la envolvente a presión del refrigerante del reactor, la capacidad de parar el reactor y mantenerlo en condiciones de parada segura y la capacidad para evitar o mitigar las consecuencias de los accidentes. Estas estructuras sistemas y componentes se diseñan, construyen, instalan y prueban con requisitos muy estrictos, en función de su importancia para la seguridad. Asimismo, durante el diseño, fabricación, construcción, montaje y prueba de las estructuras, sistemas y componentes de seguridad se aplican programas de garantía de calidad para asegurar que todos estos estrictos requisitos son cumplidos y demostrar su cumplimiento.

1. Introducción

El primer objetivo de una central nuclear es producir energía eléctrica, por ello se diseña con unas determinadas características relativas a la potencia, combustible, balance térmico, necesidades de agua, requisitos del grupo turbina-generador etc. Estas características están relacionadas con la obtención del rendimiento máximo de la instalación y su disponibilidad.

No obstante, en una central nuclear, por la naturaleza del combustible utilizado, existe un riesgo potencial para los trabajadores, público en general, medio ambiente y para los bienes exteriores, asociado a la existencia de material radiactivo, que obliga a proyectar la instalación teniendo en cuenta también determinados requisitos de seguridad.

Por lo tanto, en una central nuclear existen estructuras, sistemas y componentes (ESC) que son importantes para la producción de energía eléctrica y ESC que son importantes para la seguridad, ya que son necesarias para:

1. Mantener la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

2. Garantizar la capacidad de parar el reactor y mantenerlo en condición segura.
3. Garantizar la capacidad para prevenir o mitigar las consecuencias de los accidentes que darían lugar a dosis en el exterior superiores a las establecidas en el 10CFR100.

Lógicamente, los requisitos de diseño y fabricación, inspección y prueba en servicio aplicables a los sistemas relacionados con la seguridad son mas estrictos que los aplicables a los sistemas no relacionados con la seguridad.

Los **Requisitos de Proyecto** de las ESC dependen de su clasificación de seguridad y de las circunstancias o condiciones de proceso en que tienen que funcionar. Por supuesto, también deben tenerse en cuenta las condiciones asociadas a fenómenos naturales, condiciones ambientales y actividades humanas que puedan dar lugar a sucesos que puedan afectar a la instalación.

2. Condiciones de proceso

Las condiciones de proceso se dividen en cuatro categorías, según la frecuencia de ocurrencia en que puede encontrarse la central a lo largo de su vida:

- a) Condiciones Normales
- b) Condiciones Frecuentes
- c) Condiciones poco Frecuentes o Infrecuentes
- d) Condiciones Límite o de Accidente

2.1 Condiciones normales

Incluyen condiciones de proceso que se esperan normalmente o regularmente en el curso de la operación, como por ejemplo:

- a) Recarga
- b) Puesta en marcha
- c) Operación a potencia
- d) Reserva en caliente
- e) Parada
- f) Mantenimiento y pruebas de rutina de sistemas y componentes durante cualquiera de las anteriores.

2.2 Condiciones frecuentes

Son aquellos incidentes que está previsto que puedan suceder ocasionalmente durante la vida de la central, como por ejemplo:

- a) Disparo del generador
- b) Disparo de la turbina
- c) Descarga inadvertida del sistema de refrigerante del reactor
- d) Pérdida del enfriamiento del condensador
- e) Pérdida del calentamiento del agua de alimentación
- f) Enfriamiento inadvertido del moderador
- g) Error de extracción de las barras de control
- h) Pérdida del caudal de agua de alimentación
- i) Pérdida total de alimentaciones exteriores de c.a.
- j) Disparo de alguna o todas las bombas de recirculación (BWR)
- k) Arranque inadvertido de la bomba en un circuito de recirculación caliente (BWR)
- l) Apertura inadvertida de válvula de alivio o válvula de seguridad de vapor principal (BWR) del presionador (PWR)
- m) Fallo único de un componente de control o un componente activo tal como:
 - Fallo del regulador de la presión inicial de la turbina
 - Fallo del controlador del agua de alimentación
 - Fallo del control del caudal de recirculación.
- n) Fallo único en el sistema eléctrico
- o) Fuga menor del sistema del refrigerante del reactor que requiera la parada de la central
- p) Error único del operador
- q) Fuga del condensador
- r) Caída de una barra de control (PWR)

2.3 Condiciones poco frecuentes

Son aquellos incidentes que podrían suceder unas pocas veces durante la vida de la central, como por ejemplo:

- a) Descarga del refrigerante del reactor a través de múltiples válvulas de alivio o seguridad.
- b) Pérdida de refrigerante del reactor debido a una rotura o fisura, que no descompresionan los sistemas del reactor, pero que requieren las funciones de seguridad de aislamiento de la contención, refrigeración de emergencia del núcleo y parada del reactor.
- c) Disposición incorrecta del núcleo durante recarga.
- d) Agarrotamiento de una bomba de recirculación (BWR)
- e) Arranque de una bomba de recirculación inactiva en un circuito frío (BWR).
- f) Sobrepresión del reactor con parada de emergencia retardada.
- g) Liberación de material radiactivo debido a fallo del equipo de desechos radiactivos.

2.4 Condiciones límite

Son aquellos fallos que no se espera que sucedan, pero que se postulan porque sus consecuencias incluirían la potencial liberación de cantidades significativas de material radiactivo. Las condiciones límite son los más drásticos sucesos de proceso para los que se debe suministrar protección a la central, como por ejemplo:

- a) Accidente de caída de barra de control (BWR) o expulsión de una barra de control (PWR).
- b) Accidente de manejo de combustible que da lugar a un daño grave de vainas de combustible irradiado.
- c) Rotura importante de la parte de la tubería de vapor que no forma parte del RCPB, hasta, inclusive, una rotura de guillotina de la tubería de vapor.
- d) Rotura importante de una tubería del RCPB, mayor que la definida como condición poco frecuente, e incluyendo una rotura de guillotina de la tubería mayor.

3. Fenómenos naturales, condiciones ambientales y sucesos ocasionados por la actividad humana

Los principales fenómenos naturales a considerar son:

- a) Terremoto base de Operación: es el sismo que puede esperarse razonablemente que ocurra durante la vida de operación de la central, teniendo en cuenta la geología y sismología local y las características del subsuelo (10 CFR 100, Ap. A). (OBE).
- b) Terremoto de parada sin riesgo: es el terremoto que está basado en una evaluación del máximo terremoto potencial del emplazamiento, a partir de las características del mismo (10 CFR 100, Ap. A). (SSE).
- c) Inundación máxima probable: es la inundación hipotética, que se considera la más severa posible, basada en la aplicación de la precipitación máxima probable y otros factores hidrográficos que favorezcan la inundación, tales como tormentas secuenciales, fusión de nieves, etc. (ANSI N-170, 1976).
- d) Fenómenos relacionados con el viento: tornados, huracanes, etc. (ANSI N-178).
- e) Tsunami: una serie de olas de un mar o lago producidas por terremotos submarinos, o erupciones volcánicas submarinas (ANSI/-ANS-2.4).

Es necesario determinar los fenómenos y condiciones específicas del emplazamiento, en base a datos históricos apropiados, exploración de fenómenos naturales, meteorología, geología y sismología, hidrología y demografía.

Los riesgos posibles ocasionados por la actividad humana en las zonas circundantes son principalmente los siguientes:

- a) Impacto de avión sobre una estructura de seguridad. Se analiza la posibilidad de impacto si el aeropuerto más cercano está a menos distancia de 5 millas o si hay ruta de tráfico aéreo por la zona de la central. (EE.UU).
- b) Instalaciones industriales o militares próximas: riesgo de incendio, proyectiles o gases tóxicos o inflamables (explosiones).
- c) Gaseoductos o línea de productos cuya fuga puede dar lugar a explosión.
- d) Acciones de sabotaje: Este aspecto está especialmente considerado en la República Federal Alemana, implicando unas cargas especiales en las estructuras.

En general, se suele buscar el método para no necesitar la consideración de los riesgos debidos a la actividad humana en el proyecto de la central, sea por la selección del emplazamiento (lejos de fuentes de riesgos exteriores) o por protecciones específicas contra el riesgo (sabotajes).

Se consideran como aceptables los siguientes criterios de exclusión de este tipo de riesgos (ANSI/ANS 2.12 de 1978):

- a) El daño potencial a la central, causado por el riesgo, es equivalente o menor que el de otros fenómenos ya considerados en el diseño.
- b) La posibilidad de ocurrencia del fenómeno es menor de 10^{-6} /año.
- c) El fenómeno no puede producirse lo suficientemente cerca de la central.
- d) El fenómeno está incluido en la definición de otro ya considerado.

Si no se pueden excluir los riesgos originados por la actividad humana con estos criterios, hay que combinarlos con los fenómenos naturales a no ser que:

- a) La probabilidad de la combinación sea $< 10^{-6}$
- b) Los efectos de los distintos riesgos de la combinación no sean aditivos, porque cada riesgo produce daño a distintos componentes.
- c) La combinación produzca daños inferiores a otra combinación ya considerada.

4. Condiciones de Proyecto

Se establecen cuatro categorías de requisitos o Condiciones de Proyecto (I a IV) que resultan de la combinación de:

- Fenómenos naturales, condiciones ambientales o actividades humanas
y
- Condiciones de proceso.

Debe analizarse qué combinaciones son aplicables a cada componente relacionado con la seguridad, puesto que por su disposición puede estar protegido de algunas de ellas.

La clasificación en cuatro categorías está relacionada con los requisitos que se exigen a los componentes y los criterios de aceptabilidad. Por ejemplo los límites de tensiones admisibles son diferentes para las distintas condiciones. El criterio que se aplica es que la condición I tiene una probabilidad de ocurrencia mayor que el resto y por tanto tiene que existir un margen mayor.

En la tabla siguiente se presentan algunas condiciones de proyecto.

		Fenómenos naturales								
		Normales						Severos		
		Ausencia de fenómenos	Nivel de agua alto	Nivel de agua bajo	Nieve e hielo	Viento	OBE	Inundación Máxima Probable	Mínima disp. de agua	SSE
Condiciones De Proceso	Normales	I	I	I	I	I	I	II	II	IV
	Frecuentes	II	II	II	II	II	II	III	III	IV
	Infrecuentes	III	III	III	III	III	III	-	-	IV
	Límite	IV	IV	IV	IV	IV	IV	-	-	IV

4.1. Requisitos generales de proyecto

Los requisitos de proyecto de los componentes dependen de la condición de diseño y de la clase de seguridad del mismo (o grupo de calidad).

Se entiende por requisitos generales de proyecto aquellos que dependen sólo de la condición de proyecto y no de la clase de seguridad y son los siguientes:

- CONDICIÓN I:

../ Límites radiológicos: 10 CFR 20 y 10 CFR 50 Ap. I.

../ Debe acomodarse sin ninguna acción protectora, simplemente con el margen de diseño.

../ No se esperan fallos en el combustible, como consecuencia de los sucesos de esta condición, sin embargo hay defectos aleatorios del combustible, que pueden liberar productos de fisión al refrigerante.

- CONDICIÓN II:

../ Límites radiológicos: Igual a Condición I.

../ Debe acomodarse “a lo sumo” con una parada ordenada del reactor.

../ No se esperan fallos en el combustible como consecuencia de los sucesos de esta condición.

- CONDICIÓN III:

../ Límites radiológicos: 10 CFR 100.

../ Debe acomodarse con sólo pocos fallos en los elementos combustibles.

- **CONDICIÓN IV:**

../ Límites radiológicos: 10 CFR 100.

../ Puede producir daño que impide la reanudación de la operación de la central.

5. Clasificación de los componentes

5.1 Clases de seguridad

Se consideran componentes de seguridad aquellos que son necesarios para garantizar:

1. La integridad de la envolvente a presión del refrigerante del reactor.
2. La capacidad de parar el reactor y mantenerlo en la condición de parada.
3. La capacidad para evitar o mitigar las consecuencias de condiciones de proyecto que darían lugar a unas dosis en el exterior superiores al 10 CFR 100.

Las estructuras, sistemas y componentes de una central nuclear se clasificarán como relacionadas con la seguridad si, en caso de accidente, realizan una función relacionada con la seguridad nuclear.

En las centrales de agua ligera las funciones relacionadas con la seguridad son las siguientes:

- Mantener la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor
- Mantener la integridad del recinto de contención.
- Controlar los productos radiactivos de la atmósfera de contención.
- Controlar la reactividad del núcleo
- Asegurar la refrigeración del núcleo.
- Asegurar la refrigeración del combustible gastado y mantener la subcriticidad de la piscina.
- Mantener las condiciones ambientales en aquellas zonas de la central que esto se requiera para un adecuado funcionamiento de los sistemas de seguridad o en zonas donde se requiera la ocupación permanente de personal para realizar tareas de control del reactor o del funcionamiento de sistemas de seguridad.
- Transferir el calor desde los sistemas que extraen el calor de la contención y del núcleo del reactor, hasta el sumidero final de calor.
- Asegurar el suministro de energía para la actuación de los sistemas y componentes que realizan una función de seguridad.
- Asegurar el funcionamiento adecuado de sistemas auxiliares de los sistemas de seguridad.

- Mantener la exposición de la población y del personal del emplazamiento dentro de los límites establecidos, para aquellos casos en que se liberen materiales radiactivos provenientes de fuentes situadas fuera del edificio de contención.
- Vigilar aquellos parámetros que permitan realizar las acciones necesarias en caso de accidente.
- Vigilar los parámetros que permiten al operador verificar el correcto funcionamiento de los sistemas y componentes de seguridad.

Los componentes relacionados con la seguridad se clasifican en tres clases de seguridad, según ANS.

Clase de Seguridad 1

Aplica a los componentes de la de la barrera de presión del refrigerante del reactor o a la estructura de soporte del núcleo, cuyo fallo podría ocasionar una Condición III ó IV por pérdida de refrigerante del reactor (RCPB).

Según el apartado 50.2 del 10 CFR 50, se define como barrera de presión a todos los componentes a presión (vasijas, tuberías, bombas y válvulas) que son parte del sistema de refrigerante del reactor o están conectados a él, hasta e incluyendo los siguientes elementos: la válvula de aislamiento de la contención más externa de los sistemas que atraviesan la contención, la segunda de dos válvulas normalmente cerradas en operación normal de sistemas que no atraviesan la contención y las válvulas de alivio y seguridad del sistema de refrigerante del reactor.

Los componentes conectados al sistema de refrigerante del reactor y que forman parte de la envolvente a presión del refrigerante del reactor, no necesitan cumplir los requisitos de la Clase de seguridad 1 siempre que:

- a) Para el fallo del componente postulado durante operación normal, el reactor se pueda parar y enfriar de forma ordenada suponiendo que la reposición es suministrada tan sólo por el sistema de aportación de refrigerante del reactor.
- b) El componente esté aislado o pueda aislarse del sistema del refrigerante por dos válvulas (ambas cerradas, ambas abiertas o una cerrada y la otra abierta). Cada válvula abierta debe tener actuación automática y suponiendo que la otra esté abierta, su tiempo de cierre debe ser tal que en caso de fallo postulado del componente durante operación normal, cada válvula permanezca operable y el reactor se pueda parar y enfriar de forma ordenada suponiendo que la reposición es suministrada tan sólo por el sistema de aportación de refrigerante del reactor.

Clase de seguridad 2

Aplica a los componentes de estructuras y sistemas, distintos de los sistemas de agua de servicio, aceite de lubricación y enfriamiento auxiliar, que no son clase de seguridad 1 pero forman parte de la envolvente a presión del refrigerante del reactor o son necesarios para llevar a cabo las funciones de seguridad de:

- a) Inserción de reactividad negativa para parar el reactor.
- b) Prevención de la inserción rápida de reactividad positiva.
- c) Mantenimiento de la apropiada geometría del núcleo para todas las CPC.
- d) Prestación y mantenimiento de la función de contención.
- e) Evacuación de calor residual del reactor y del núcleo del reactor.

Clase de seguridad 3

Aplica a aquellos componentes de estructuras y sistemas que no son clases de seguridad 1 ó 2:

- a) Cuyo fallo dé lugar a una dosis al cuerpo entero, o equivalente, a un individuo en el límite del emplazamiento mayores de 500 mRem.
- b) Que suministren o apoyen a cualquier función de seguridad o CESW.
- c) Que extraigan el calor de desintegración del combustible gastado; o (FPCCU).
- d) Que almacenen el combustible gastado

Existe un cuarto grupo de estructuras sistemas y componentes clasificados como clase No Nuclear. En las normas ANSI N-52.1 y N-18.2 y AECC-NV05.01 y NV-05-02 se desarrolla ampliamente la clasificación de estructuras sistemas y componentes de centrales PWR y BWR.

En las interfases entre clases, una barrera pasiva, tal como los tubos de un cambiador de calor sirve como barrera de separación, pero esta debe ser categorizada en la clase más exigente. En el caso de interfases entre sistemas de diferentes clases conectados, deberán existir algunas de las siguientes barreras:

1. De cualquier clase de seguridad a otra menos exigente: a) una válvula de seguridad o alivio b) dos válvulas normalmente abiertas en serie
2. De clase de seguridad 1 a clase de seguridad 2: un dispositivo pasivo o dos activos de restricción de caudal.
3. Componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor de clases 1 o 2 a otros componentes de clase menos exigente: dos válvulas en serie normalmente cerradas.
4. De clase de seguridad 2, que no sea barrera de presión del refrigerante del reactor, a una clase de seguridad menos exigente: a) una válvula normalmente cerrada b) una válvula normalmente abierta, si su fallo activo, combinado con el

fallo de cualquier componente de la clase menos exigente no impide realizar la función de seguridad de la clase más exigente.

5.2 Clasificación en grupos de calidad

La Guía Reguladora 1.26 establece una clasificación en grupos de calidad para aquellos componentes que contienen agua, vapor o materiales radiactivos (excluidos los de sistemas de tratamiento de desechos radiactivos). Cada grupo se relaciona con los niveles de calidad aceptables para cada componente.

Grupo de calidad A

Aplica a los componentes de la envolvente a presión del refrigerante del reactor con las mismas excepciones indicadas en Clase de seguridad 1.

De acuerdo con la sección 50.55a del 10 CFR 50, los componentes del grupo de calidad A se deberán diseñar, fabricar, instalar y probar de acuerdo con los criterios establecidos en la Sección III del ASME, para componentes clase 1.

Grupo de calidad B

Se clasifican como grupo de calidad B las vasijas a presión, intercambiadores de calor (distintos de turbina y condensadores), depósitos de almacenamiento, tuberías, bombas y válvulas que contienen agua o vapor, y que forman parte de la envolvente a presión del refrigerante del reactor pero no son grupo de calidad A, o no son parte de dicha envolvente pero pertenecen a:

- a) Sistemas o partes de sistemas importantes para la seguridad proyectados para (1) la refrigeración de emergencia del núcleo, (2) la evaluación de calor de la contención después de accidente, ó (3) la evacuación de productos de fisión después de accidentes.
- b) Sistemas o partes de sistemas proyectados para (1) la parada del reactor ó (2) la evacuación de calor residual.
- c) Partes de los sistemas de vapor principal y de agua de alimentación que se extienden desde las válvulas de aislamiento exterior o la contención hasta, inclusive, la válvula de cierre o la primera válvula que está normalmente cerrada o es capaz de cerrarse automáticamente durante todos los modos de operación normal del reactor.
- d) Sistemas o partes de sistemas que están conectados a la envolvente a presión del refrigerante del reactor y no se pueden aislar de la envolvente, durante todos los modos de operación normal del reactor, por dos válvulas, estando cualquiera de ellas cerrada o siendo capaces de cerrarse automáticamente.

De acuerdo con la RG 1.26, los componentes del grupo de calidad B deberán diseñarse, fabricarse, instalarse y probarse de acuerdo con los criterios establecidos en la sección III del ASME, para componentes clase 2.

Grupo de calidad C

Se clasifican como grupo de calidad C las vasijas a presión, intercambiadores de calor (distintos de turbinas y condensadores), depósitos de almacenamiento, tuberías, bombas y válvulas que contienen agua o vapor y que no son parte de la envolvente a presión del refrigerante del reactor, ni están incluidos en el grupo de calidad B, pero son parte de:

- a) Sistemas de agua de enfriamiento o partes de estos sistemas importantes para la seguridad que se proyectan para (1) la refrigeración de emergencia del núcleo, (2) la evacuación de calor de la contención después de accidente, (3) la purificación de la atmósfera de la contención después de accidente o (4) la evacuación de calor residual del reactor y de la piscina de almacenamiento de combustible (incluyendo sistemas de enfriamiento primario y secundario). Las partes de estos sistemas que se requieren para cumplir sus funciones de seguridad y que (1) no funcionan durante ningún modo de operación normal del reactor, ni (2) se pueden probar adecuadamente, se deben clasificar como grupo de calidad B.
- b) Sistemas de agua de enfriamiento y de sellado o partes de estos sistemas importantes para la seguridad que se proyectan para el funcionamiento de sistemas importantes para la seguridad tales como bombas de refrigerante del reactor, diesels y sala de control.
- c) Sistemas o partes de sistemas que están conectados a la envolvente a presión del refrigerante del reactor y que se pueden aislar de la envolvente, durante todos los modos de operación normal de reactor, por dos válvulas, estando cualquiera de ellas cerrada o siendo capaces de cerrarse automáticamente.
- d) Sistemas, distintos de los de tratamiento de desechos radiactivos, no cubiertos en los párrafos 5.2.3 (a), (b) y (c) anteriores, que contengan o puedan contener materiales radiactivos y cuyo fallo postulado diese lugar a dosis al exterior potenciales, conservadoramente calculadas, que superen 0,5 Rem al cuerpo entero o su equivalente a cualquier parte del mismo. Para los sistemas situados en estructuras categoría sísmica I, sólo se debe suponer fallo único de componentes.

De acuerdo con la RG 1.26, los componentes del grupo de calidad C deberán diseñarse, fabricarse, instalarse y probarse de acuerdo con los criterios establecidos en la sección III del ASME, para componentes clase 3

Grupo de calidad D

Se clasifican como grupo de calidad D los componentes que contienen agua o vapor y que no son parte de la envolvente a presión del refrigerante del reactor, ni están incluidos en el grupo de calidad B o C, pero son parte de sistemas o de porciones de sistemas que contienen o pueden contener materiales radiactivos.

De acuerdo con la RG 1.26, los componentes del grupo de calidad D deberán diseñarse, fabricarse, instalarse y probarse de acuerdo con los criterios establecidos en las siguientes normas:

Vasijas a presión: ASME VIII, División 1

Tuberías: ANSI B31.1

Bombas: ASME VIII y ANSI B31.1

Válvulas: ANSI B31.1

Tanques de almacenamiento a presión atmosférica: API-650, AWWA D 100, ANSI B96.1

Tanques de almacenamiento a presión entre 0-15 psig: API-620

Algunos sistemas no están cubiertos por la RG 1.26, como por ejemplo: aire de servicios, aire de instrumentos, motores diesel, generadores y sus sistemas auxiliares de soporte, ventilación normal y de accidente, sistemas de manejo de combustible, y sistemas de tratamiento de residuos, sin embargo dichos sistemas no están exentos de ser clasificados en grupos de calidad.

5.3 Correlación de las clases anteriores con el código

Una vez establecida la clasificación en clases de seguridad y en grupos de calidad, es necesario establecer una correlación con los códigos de diseño y fabricación (ASME, AWS, etc). En la tabla 1 se establece una correlación deducida de las normas ANSI-N-18.2 y RG 1.26.

5.4 Clasificación sísmica

Los documentos básicos para el diseño sísmico son: 10 CFR 100 Ap. A y la RG 1.29.

El 10 CFR 100 Ap. A exige que las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad sean diseñados para resistir los efectos de fenómenos naturales, y entre ellos el sismo.

En la Guía Reguladora 1.29 se establecen los criterios de clasificación sísmica de estructuras, sistemas y componentes.

Más información sobre el tema se puede encontrar en los documentos AECC-NV-05-01 y AEC-NV-05-02.

Las categorías sísmicas establecidas en la RG 1.29 son las siguientes:

Categoría Sísmica I

Se proyectan para soportar los efectos del sismo de parada sin riesgo y para permanecer funcionales después de él.

Son los siguientes componentes:

- a) La envolvente a presión del refrigerante del reactor.
- b) Partes internas de la vasija del reactor y del núcleo del reactor.
- c) Los sistemas o partes de sistemas que se requieren para: (1) la refrigeración de emergencia del núcleo, (2) la evacuación de calor de la contención después de accidente, o (3) la purificación de la atmósfera de la contención después de accidente.
- d) Los sistemas o partes de sistemas que se requieren para: (1) la parada del reactor, (2) la evacuación de calor residual o (3) la refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible gastado.
- e) Las partes de los sistemas de vapor que se extienden desde la válvula de aislamiento exterior a la contención, hasta, exclusivamente, la válvula de parada de la turbina y tubería conectadas de 2 ½ pulgadas o diámetro nominal mayor, hasta inclusive la primera válvula que está normalmente cerrada o es capaz de cerrarse automáticamente durante todos los modos de operación normal del reactor.
- f) Los sistemas o partes de los sistemas de agua de enfriamiento y de enfriamiento de componentes, incluyendo estructuras de toma, que se requieren para: (1) la refrigeración de emergencia del núcleo, (2) la evacuación de calor de la contención después de accidente, (3) la purificación de la atmósfera de la contención después de accidente, (4) la evacuación de calor residual del reactor, o (5) la refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible gastado.
- g) Los sistemas o partes de sistemas de agua de enfriamiento y de agua de sellado que se requieren para el funcionamiento de los componentes, importantes para la seguridad, del sistema de refrigerante del reactor.
- h) Los sistemas o partes de sistemas que se requieren para el suministro de combustible a los equipos de emergencia.
- i) Todos los dispositivos mecánicos y eléctricos y circuitería entre los terminales de entrada y de proceso de los sistemas accionadores implicados en generar señales que inician acciones protectoras.
- j) Los sistemas o partes de sistemas que se requieren para (1) vigilancia de los sistemas importantes para la seguridad y (2) actuación de los sistemas importantes para la seguridad.
- k) La estructura de la piscina de almacenamiento de combustible gastado, incluyendo los bastidores de combustible.
- l) Los sistemas de control de reactividad

- m) La sala de control, incluidos sus equipos asociados y todos los equipos necesarios para mantener la sala de control dentro de los límites de habitabilidad de seguridad para el personal, y de los límites ambientales de seguridad para los equipos vitales.
- n) Las contenciones primaria y secundaria
- o) Los sistemas, distintos de los de tratamiento de desechos radiactivos, no cubiertos en los párrafos (a) hasta (n) anteriores, que contengan o puedan contener materiales radiactivos y cuyo fallo postulado diese lugar a dosis al exterior potenciales, conservadoramente calculadas, que superen 0,5 Rem al cuerpo entero o su equivalente a cualquier parte del mismo.
- p) Los sistemas eléctricos clase IE, incluidos los sistemas auxiliares de las alimentaciones eléctricas del emplazamiento, que suministran la energía de emergencia necesaria para el funcionamiento de los componentes de la central incluidos en los párrafos (a) hasta (o) anteriores.

Categoría “semisísmica”

Aquellas partes de la central cuyo funcionamiento no se requiere pero cuyo fallo puede dañar a los componentes de seguridad se proyecta de forma que en caso de sismo de parada sin riesgo no fallen, (p. ejemplo no caigan sobre otros componentes de seguridad).

No Categoría Sísmica

El resto de los componentes

Las partes de estructuras, sistemas y componentes que constituyen la interfase entre categoría sísmica I y no-categoría sísmica, deben diseñarse con los requisitos de la primera.

6. Requisitos de códigos

Los requisitos se presentan en la tabla nº 2. Estos requisitos dependen de la clase de seguridad y condición de diseño.

7. Requisitos de garantía de calidad

Todas las estructuras, sistemas y componentes comprendidos en alguna de las siguientes clasificaciones: Clases de Seguridad 1, 2 y 3, Grupos de Calidad A, B y C, Categoría sísmica I, Clases de Código ASME 1, 2, 3, MC, soportes de componentes NF y estructuras soporte del núcleo deben de estar sometidas a un Programa de Garantía de Calidad, que cumpla los requisitos de establecidos en las normas nucleares de Garantía de Calidad, tales como el 10 CFR 50 Ap. B, las normas de Garantía de Calidad del OIEA, etc.

8. Cualificación de equipos eléctricos

El concepto cualificación significa la demostración de la capacidad del equipo para realizar sus funciones de seguridad, tanto en condiciones normales, como en las producidas por los sucesos básicos de diseño postulados. Es una parte del Programa de Garantía de Calidad. Es un concepto global, no siendo correcto hablar de los diversos tipos de cualificaciones. Trata de prevenir los modos de fallo común.

Los equipos a cualificar son los clasificados como IE (E1 en C.N. Trillo) y los equipos no IE (E" en C.N. Trillo), que puedan afectar a los clase IE. Para los equipos indicados en 2, la cualificación se limitará a la demostración de que no afectan a equipos indicados en 1.

Las normas fundamentales en la cualificación son las siguientes:

- IEEE 323: Cualificación de Equipos Clase IE
- IEEE 344: Cualificación Sísmica de Equipos Clase IE
- IEEE 317: Penetraciones
- IEEE 334: Cualificación Motores
- IEEE 381: Cualificación Módulos Electrónicos
- IEEE 382: Cualificación de Actuadores de Válvulas
- IEEE 383: Cualificación de Cables
- IEEE 501: Cualificación Sísmica de Relés
- IEEE 535: Cualificación de Baterías
- IEEE 649: Cualificación de Centros de Control de Motores
- IEEE 650: Cualificación de Cargadores de Baterías e Inversores
- IEEE 101: Análisis Estadístico de Vida Térmica de Materiales a partir de Datos de Ensayos
- IEEE 117: Ensayos para Evaluación de Materiales Aislantes de Devanados de Máquinas Eléctricas.
- IEEE 275: Sistemas de Aislamiento Sellado en Devanados de Máquinas Eléctricas.

En las normas particulares de cualificación, se indican los requisitos y procedimientos específicos de cualificación de cada tipo de equipo, así como, en ciertos casos, criterios de selección de modelos representativos.

El NUREG 0588 indica la posición presente de la NRC ante la Norma IEEE-323, para sus dos ediciones.

8.1 Norma IEEE 323

A continuación se describe brevemente el contenido de esta norma

MÉTODOS DE CUALIFICACIÓN

La cualificación puede realizarse por:

- ../ Ensayos de tipo
- ../ Experiencia de operación
- ../ Análisis
- ../ Cualificación combinada
- ../ Cualificación “en marcha” (on – going)

MÁRGENES

Se indican los márgenes a considerar en los ensayos para temperatura, presión radiación, tensión, frecuencia, tiempo, transitorios en las condiciones ambientales y aceleración en los ensayos de vibración.

Además de los indicados, el Nureg 0588 exige un margen de 1 hora en el tiempo de cualificación post-accidente para aquellos equipos para los que se requiere un funcionamiento breve después del accidente.

SECUENCIA DE ENSAYOS

- ../ Inspección
- ../ Funcionamiento en condiciones normales (a fin de obtener las variaciones en características en el equipo después de ensayado)
- ../ Funcionamiento en condiciones extremas especificadas (no incluyendo accidente).
- ../ Envejecimiento hasta el final de la vida a cualificar:
 - a) Envejecimiento mecánico funcional
 - b) Envejecimiento término acelerado
 - c) Envejecimiento por radiación (en el que se puede incluir la radiación por accidente)(la secuencia de estos ensayos depende del equipo)
- ../ Vibración mecánica (Incluye funcionamiento)
 - a) Cargas Dinámicas (sismo, descarga de válvulas, onda de presión, cargas de LOCA)
 - b) Vibraciones inducidas (por si mismo o por equipos próximos).

../ Condiciones post-accidente (Incluye funcionamiento)

../ Inspección

En equipos complejos se pueden realizar los ensayos para los componentes por separado (excepto en los ensayos de accidente y post-accidente que se debe realizar, siempre que sea posible, con el equipo completo).

El Nureg 0588 exige considerar efectos “sinérgicos” (de acoplamiento).

En los ensayos se deberá reproducir las condiciones de instalación (incluyendo cargas de equipos conducidos como en el caso de motores y actuadores de válvulas).

En las Centrales de origen alemán no se está considerando, hasta la fecha, envejecimiento.

ENVEJECIMIENTO MECÁNICO FUNCIONAL

Siempre que sea posible, se debe simular de una forma acelerada los ciclos de funcionamiento (a lo largo de la vida del equipo), para lo cual se encuentran requisitos en las normas específicas (ciclo de operación de relés, arranques de motores, etc.).

ESPECIFICACIÓN DE LOS REQUISITOS DE CUALIFICACIÓN

Al realizarse la especificación de los equipos deben incluirse todos los requisitos de cualificación exigidos, así como los datos precisos para poder realizar una cualificación completa del equipo. La especificación debe contener al menos los siguientes aspectos:

DATOS DEL EQUIPO

- Definición completa del equipo
- Clasificación de Seguridad y Sísmica
- Función de Seguridad a realizar por los equipos y componentes en las condiciones normales, anormales, de accidente y post-accidente (Ver ejemplo en Apéndice B).
- Rangos de variación postulados en tensión y frecuencia de alimentación, carga, interferencias electromagnéticas y otras características eléctricas.
- Requisitos de instalación, incluyendo forma de montaje y configuración.

- Conexiones con otros equipos o estructuras a tener en cuenta en la cualificación.
- Limitaciones a considerar en el mantenimiento del equipo.
- Vida mínima de diseño del equipo y sus componentes.
- Tiempo y condiciones de funcionamiento del equipo y componentes en las condiciones normales, anormales, de accidente y post-accidente.
- Ciclos mecánicos y nº de arranques, en el caso en que aplique, del equipo y componentes en las condiciones normales, anormales, de accidente y post-accidente.
- Componentes alternativos a disponer en caso de fallo de los especificados en la Cualificación.
- Criterios de fallo a considerar en la cualificación (incluyendo tiempo admisible de fallo de contactos (“chatter”).
- Utilización del equipo después de cualificado.

NORMATIVA APLICABLE

- Relación de Normas aplicables con indicación de su edición.
- Indicación clara de los aspectos aplicables y de aquellos otros en los que se admiten desviaciones o a las que se hace excepción, dentro de los requisitos indicados en las normas relacionadas.

CONDICIONES AMBIENTALES Y CARGAS DINÁMICAS A CONSIDERAR

- Rango, evolución y duración de las condiciones ambientales normales, anormales, de accidente y post-accidente, incluyendo temperatura, presión, humedad, radiación y agentes químicos. Asimismo deberá indicarse claramente si el equipo puede verse sometido a inundación o a chorro de agua señalando su duración y características.
- Frecuencia prevista de los transitorios de condiciones ambientales anormales.

Los márgenes se pueden referir principalmente a:

../ Temperatura del ensayo

../ Presión

../ Radiación

- ../ Tensión de alimentación
- ../ Frecuencia de la tensión de alimentación
- ../ Tiempo
- ../ Número de ciclos de los transitorios aplicados
- ../ Vibración

En la Norma IEEE 323 se indican unos valores recomendados para los márgenes citados.

- Condiciones del ensayo, en caso de haber requisitos especiales, tales como:
 - ../ Localización de termopares y otros elementos de control y medida
 - ../ Funcionamiento requerido del equipo durante las sucesivas fases del ensayo, a fin de demostrar el cumplimiento de sus funciones de seguridad especificadas.
 - ../ Comprobaciones a realizar, y momento de su realización durante el ensayo, a fin de demostrar el cumplimiento de las características de funcionamiento requeridas. El Nureg 0588 requiere realizar esta comprobación antes y después del ensayo y periódicamente durante el mismo.
 - ../ Monitorización del estado de operación del equipo. El Nureg 0588 exige realizar esta comprobación continuamente durante el ensayo, aunque admite para los ensayos de larga duración, realizar la monitorización en intervalos discretos siempre que se justifique adecuadamente.
 - ../ Rangos de tensión y frecuencia de alimentación del equipo durante la realización de los ensayos.
- Métodos sugeridos o aceptados en la realización del envejecimiento térmico acelerado (Ley de Arrhenius, regla de los 10°C, etc.), indicándose los métodos aceptables para considerar autocalentamiento en componentes.
- Determinación de los métodos de ensayo sísmico aceptables (en caso de requerirse cualificación sísmica por ensayo):
 - ../ Direcciones simultáneas de la aceleración de entrada a la mesa de ensayos (mesa monoaxial, biaxial o triaxial).
 - ../ Requisitos del ensayo exploratorio (nivel de aceleración, forma de onda y velocidad del barrido).

../ Forma de la aceleración de entrada a la mesa: De frecuencia simple (sinusoidal, batidos sinusoidales) o multifrecuencia.

../ Direcciones de ensayo

../ Niveles de aceleración de ensayo

../ Tiempo mínimo de ensayo

../ Localización de acelerómetros, en caso de existir algún requisito especial.

../ Rango de frecuencia a considerar en el ensayo.

- Tensiones y métodos admisibles de análisis en caso de aceptarse la cualificación sísmica mediante análisis.

DOCUMENTACIÓN

- Requisitos de documentación a nivel de oferta, procedimientos de cualificación e Informe final.

ANEXOS

TABLA 1: Correspondencia ente clase de seguridad, grupos de calidad clase de códigos, para componentes mecánicos.

TABLA 2: Requisitos de proyecto para componentes de seguridad

REFERENCIAS

- . Curso de Tecnología Nuclear del ICAI
- . Estudio Final de Seguridad de C.N. Almaraz, ASCO, Vandellós2, Cofrentes, José Cabrera, Sta. M^a de Garoña.
- . 10CFR 50
- . 10CFR50 Ap. B
- . 10 CFR 100
- . RG 1.26
- . RG 1.29
- . ASME III
- . ANSI N.18.2
- . IEEE 308
- . IEEE 323
- . IEEE 344
- . 50-SG-D-1
- . 50-SG-D-11
- . STANDARD REVIEW PLAN
- . RG 1.89
- . RG 1.101
- . IEEE 334
- . IEEE 382
- . GL 082-09
- . NUREG 0588
- . UNE 73-304