

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1974

08.74.04

REPUBLICA ARGENTINA
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

CRITERIOS DE SEGURIDAD PARA CENTRALES NUCLEARES

BUENOS AIRES
AGOSTO - 1974

índice

Introducción.	1
Requerimientos fundamentales.	2
Núcleo del reactor.	3
Sistema de refrigeración primario incluido el recipiente de presión	4
Instrumentación	5
Protección del reactor.	7
Dispositivos para el comando, la regulación y el corte del reactor	9
Dispositivos para limitar los efectos de casos accidentales (dispositivos de seguridad) . . .	11
Aprovisionamiento de energía y de medios de operación	17
Depósito de materiales combustibles nucleares y demás materiales radiactivos	18
Eliminación de materiales radiactivos	19
Requerimientos adicionales.	20
Apéndice.	21

1. INTRODUCCION

1.1. Significado de los criterios de seguridad.

Los "criterios de seguridad para centrales nucleares" formulados en los siguientes capítulos son una recopilación de principios, basados en la actual experiencia mundial y serán utilizados por la Comisión Nacional de Energía Atómica y sus expertos para dictaminar sobre la seguridad de una central nuclear. El concepto "seguridad" a los efectos de estos criterios, abarca la protección de las inmediaciones de la central nuclear y del personal afectado a la misma, pero no incluye cuestiones sobre la operación comercial o la disponibilidad de la instalación.

1.2. Campo de aplicación.

Los criterios de seguridad serán aplicados únicamente a centrales nucleares con reactores térmicos de potencia. Por lo tanto se tratará aquí solamente sobre reactores térmicos que tengan por finalidad la producción de energía utilizable. Los criterios de seguridad se refieren al diseño y a la construcción de un reactor y sus instalaciones.

1.3. Obligatoriedad.

Una central nuclear debe ser diseñada y construida de tal manera que todos los criterios de seguridad sean satisfechos. En el caso de que no se satisfaga alguno de los criterios de seguridad deberá demostrarse que se han tomado todas las precauciones necesarias para evitar posibles daños. En casos particulares, especialmente para las así llamadas instalaciones de investigación prototipo o de demostración, o para ubicaciones con características especiales, deberá demostrarse que puede prescindirse de la utilización de alguno de los criterios de seguridad o que deben ser adoptados requerimientos adicionales de seguridad.

1.4. Adaptación de los criterios de seguridad al desarrollo técnico.

La Comisión Nacional de Energía Atómica y sus expertos, con la colaboración de la industria y de la investigación, adaptarán adecuadamente estos criterios de seguridad de acuerdo a los nuevos estados de la ciencia y de la técnica.

2. REQUERIMIENTOS FUNDAMENTALES

2.1. Condiciones típicas del lugar de emplazamiento.

Para el diseño de la instalación nuclear deben ser tenidas en cuenta las condiciones meteorológicas, hidrológicas, geológicas, sísmicas y ecológicas del lugar de emplazamiento, además de considerarse la distribución de la población en las inmediaciones, así como las características específicas especiales del lugar de emplazamiento. Las solicitudes especiales del lugar de emplazamiento (por ejemplo, debidas a movimientos sísmicos, avalanchas, inundaciones, tormentas) deben ser tenidas de modo tal en cuenta que su ocurrencia aun en las condiciones más desfavorables de esperar en el lugar de ubicación, no sea la causa de una situación accidental con efectos sobre la población o el personal de operación y que la función de los componentes de dispositivos de seguridad no sea afectada de manera inadmisible.

2.2. Prescripciones, guías y reglas de la técnica.

Para el diseño y la construcción de una central nuclear y sus partes, así como para la elección de los materiales de construcción, deben ser utilizadas las prescripciones, guías y reglas de la técnica válidas en la República Argentina. Teniendo en cuenta el carácter y las particularidades de la instalación puede ser que las prescripciones y las guías válidas en la Argentina no sean suficientes, en ese caso pueden utilizarse reglas internacionales o extranjeras. (*)

2.3. Pruebas y pruebas repetitivas.

De acuerdo a la función de seguridad que deban cumplir las partes de la instalación y sobre la base de detalladas especificaciones para los materiales originales, la fabricación y el estado final, deben preverse pruebas suficientes que demuestren la adecuación de las partes terminadas de la instalación para su utilización en la central nuclear.

Las partes de la instalación y sistemas de importancia para la seguridad deben ser diseñados y fabricados de manera tal que su aptitud de funcionamiento y su confiabilidad puedan ser probadas antes de la puesta en servicio y a intervalos de tiempo regulares durante la vida útil de la instalación.

(*) Ejemplo de reglas internacionales: "General Principles of Nuclear Reactor Instrumentation", International Electrotechnical Commission, Publ. 231, 1967.

Ejemplo de guías extranjeras: ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Nuclear Vessels, USA 1968.

3. NUCLEO DEL REACTOR

3.1. Fundamentos del diseño.

El núcleo del reactor debe ser diseñado de modo tal que durante la operación normal, anómala o incidental (*) la reacción en cadena permanezca bajo control.

Las funciones de los sistemas para la conducción del calor de fisión y decaimiento, las instalaciones de regulación, control y corte del reactor, así como el sistema de protección del reactor deben ser adecuadas a las particularidades del núcleo del reactor, de modo tal que los estados de operación normales, anómalos o incidentales no conduzcan a daños en los elementos combustibles, en el sistema de protección del reactor o en el circuito de refrigeración primario, y los casos accidentales no lleven a daños de los elementos combustibles o del sistema de protección del reactor, más allá de los valores aceptables fundados en el análisis de las condiciones accidentales, o que lleven a daños en el circuito de refrigeración primario.

3.2. Elementos combustibles.

Los cuerpos de material combustible que tengan una cubierta estanca para retener los productos de fisión, deben ser diseñados de tal manera que en condiciones de operación normales, anómalas o incidentales no sean dañados en ningún momento de su tiempo de utilización previsto. En el diseño debe garantizarse la necesaria seguridad contra sobrequemado (burn-out) y la necesaria estabilidad mecánica contra cargas estáticas y dinámicas, teniendo en cuenta las imprecisiones del cálculo, los errores de mediciones desfavorables, los estados desfavorables durante el tiempo de utilización previsto y las cargas termohidráulicas desfavorables que pudieran ocurrir.

3.3. Sistema portante del núcleo.

El sistema portante del núcleo debe ser diseñado de modo tal que bajo todas las cargas que puedan aparecer en operación normal o en condiciones accidentales incluido el accidente de diseño (**), puedan mantener a los elementos combustibles en su lugar, sin que varíe la reactividad en forma inadmisiblemente, sin que se impida el corte del reactor ni la refrigeración posterior del núcleo y sin que los elementos combustibles sean dañados más allá de los valores aceptables fundados en el análisis de las condiciones accidentales.

3.4. Otros componentes internos del núcleo.

Las partes constructivas que se hallen en el núcleo del reactor o en su proximidad deben ser diseñadas y construidas de modo tal que en los estados normales, anómalos o incidentales de operación puedan resistir sin fallas las cargas estáticas y dinámicas esperadas y que los daños de estas piezas como secuela de una situación accidental no eleven de manera inadmisiblemente la reactividad, no impidan un corte del reactor, y no afecten inadmisiblemente la conducción del calor de fisión o de decaimiento.

(*) Definición de condiciones de operación y accidentales, ver apéndice.

(**) Definición de "accidente de diseño", ver apéndice.

4. SISTEMA DE REFRIGERACION PRIMARIO INCLUIDO EL RECIPIENTE DE PRESION

4.1. Bases de diseño.

Todas las partes de la instalación que contengan al medio de refrigeración primario, como el recipiente de presión del reactor, las cañerías con uniones, estructuras internas y válvulas, bombas, intercambiadores de calor y generadores de vapor, así como los soportes y anclajes de estas partes deben ser diseñados de tal manera que puedan resistir sin fallas todas las cargas estáticas y dinámicas esperables durante la operación y en casos accidentales.

En el diseño y la selección de materiales deberá tenerse en cuenta que las propiedades de los materiales empleados cumplan durante la vida útil de la instalación los requerimientos mínimos de las correspondientes funciones de seguridad. Especialmente deberán ser tenidas aquí en cuenta:

- Las variaciones de los componentes y de los materiales debidas a corrosión, envejecimiento, influencia de la radiación y de la temperatura,
- Las cargas de impacto y vibraciones, como por ejemplo las debidas a fallas de componentes individuales,
- Perturbaciones sísmicas, así como
- Solicitaciones térmicas e hidráulicas, como las que puedan aparecer debidas a pruebas de presión o variaciones repentinas de temperatura (por ejemplo: durante la puesta en servicio de dispositivos de seguridad).

Para todos aquellos componentes que tengan una especial importancia para la seguridad, deben dimensionarse de acuerdo a un detallado análisis de tensiones los refuerzos en los puntos de transición de tensiones, en las penetraciones y en todas las demás perturbaciones geométricas.

4.2. Inspección.

Los componentes del sistema de refrigeración primario deben ser acondicionados y ordenados de tal manera que sea posible realizar periódicamente durante la vida útil de la instalación todas las inspecciones y pruebas necesarias. Especialmente debe ser posible,

- Observar interiormente las partes especialmente riesgosas del recipiente de presión del reactor, como ser manquitos, costuras soldadas y cordos, posiblemente utilizando dispositivos ópticos y luego del retiro de los componentes internos del recipiente,
- Ensayar por métodos no destructivos la totalidad de las paredes del recipiente de presión, y
- Realizar pruebas de presión y de estanqueidad de la totalidad del sistema primario de refrigeración.

4.3. Vigilancia de la estanqueidad.

El sistema primario de refrigeración debe ser diseñado, ordenado y equipado con instalaciones adecuadas, de modo tal que sea posible una vigilancia de las pérdidas durante la operación.

5. INSTRUMENTACION

5.1. Cuarto de control.

5.1.1. Funciones.

La central nuclear debe ser equipada con un cuarto de control central desde el cual pueda ser posible conocer el estado de operación de la instalación y recibir todos los datos de mediciones de importancia para la seguridad. También debe ser posible desde el cuarto de control tomar las medidas necesarias para el mantenimiento de un estado de operación seguro o para evitar o atemperar los efectos de un accidente.

5.1.2. Medios de comunicación.

Para mantener un estado seguro de operación así como dominar casos accidentales, el cuarto de control debe ser equipado con medios de comunicación en la envergadura necesaria para mantener el entendimiento entre el cuarto de control y el personal en la instalación del reactor, así como asegurar la comunicación con personas competentes y servicios de auxilio fuera de la instalación del reactor.

5.1.3. Accesibilidad y permanencia.

El cuarto de control debe ser protegido de modo tal que aun bajo condiciones accidentales pueda ser transitable y permanecer ocupado. Esta transitabilidad y permanencia en el cuarto de control debe asegurar que sea posible detener el reactor y mantener bajo control con seguridad todas sus partes. De no ser posible garantizar estas condiciones debe ser instalado un cuarto de control de emergencia, que responda a lo indicado en los puntos 5.1.1. y 5.1.2. en lo que se refiere al control de casos accidentales.

5.2. Instrumentación de servicio.

5.2.1. Generalidades.

La instrumentación de servicio debe ser dispuesta de tal manera que permita al personal de operación en cualquier momento tener una idea clara sobre el estado y el comportamiento de la operación de la central nuclear.

5.2.2. Sistema de prevención.

La instrumentación debe contener dispositivos que indiquen los estados y procedimientos de operación que se aparten de los de la operación normal.

5.2.3. Registro de los parámetros de operación.

Los parámetros de operación de importancia para las técnicas de seguridad deben ser permanentemente registrados en forma adecuada (por ejemplo: a través de inscriptores, instalaciones de procesamiento de datos).

El registro debe extenderse también al caso de situaciones accidentales y sobrecarga de partes de la instalación.

5.3. Instrumentación de protección contra la radiación.

5.3.1. Vigilancia de la exposición.

Debe ser prevista una instrumentación local fija de protección contra la radiación, con la cual sea posible durante la operación, así como durante los casos accidentales, medir la exposición en lugares donde el personal de operación deba penetrar rutinariamente o que sean representativos del nivel de radiación en el edificio del reactor o en otros locales de la central nuclear. La instrumentación de vigilancia de la radiación debe contener dispositivos tales que permitan desde el cuarto de control verificar su capacidad de funcionamiento, que indique que se han superado los valores admisibles y que, dado el caso, puedan hacer actuar contramedidas. Los valores medidos deben poder ser registrados de modo de poder mantener un compendio de la variación temporal del nivel de radiación de la instalación.

Para los trabajos de mantenimiento y reparación, para los casos accidentales, así como para el ingreso en los locales no rutinariamente transitables, deberá contarse con una suficiente cantidad de aparatos portátiles de medición del nivel de radiación.

5.3.2. Medición de la radiactividad del aire.

La instalación nuclear deberá tener dispositivos y equipos adecuados en los cuales sea posible medir la radiactividad del aire dentro de la instalación.

5.3.3. Comprobación de contaminaciones.

La central nuclear debe tener dispositivos y equipos adecuados con los cuales sea posible medir la contaminación de personas u objetos.

5.3.4. Vigilancia de la emisión o liberación de materiales radiactivos.

La central nuclear debe estar equipada con dispositivos que permitan vigilar el tipo, la cantidad y la concentración de los materiales radiactivos que se emiten en forma líquida, gaseosa o de aerosoles durante la operación, así como medir hasta donde sea posible los materiales radiactivos liberados luego de un accidente. Deben también adoptarse medidas para vigilar o medir la radiactividad del suelo, del agua y del aire en las inmediaciones de la central. Para ello pueden utilizarse unidades fijas o móviles.

6. PROTECCION DEL REACTOR

6.1. Finalidad.

La instalación debe estar equipada con un sistema de protección del reactor diseñado de modo tal que pueda dominar en forma segura las perturbaciones que siguen a la falla de partes de la instalación o a fallas de operación y que inicie en forma automática las contramedidas, manteniendo dentro de límites seguros el estado del reactor o atemperando los efectos de la perturbación, cuando esos límites hayan sido sobrepasados. El sistema de protección del reactor incluirá entre otros al sistema para iniciar la acción de los dispositivos de corte del reactor y de los dispositivos de seguridad, cuya función es imprescindible para el dominio de los casos accidentales. La elección de los parámetros de seguridad y el ordenamiento de las señales de valor límite debe ser adecuada a las acciones de seguridad según el análisis de los casos accidentales. Los casos accidentales graves deben poder ser detectados por varios parámetros diferentes.

6.2. Independencia.

El sistema de protección del reactor debe ser independiente de la instrumentación de servicio y de los sistemas de regulación y comando del reactor. Mediante su diseño debe por lo menos garantizarse que:

- a. Las acciones de seguridad tienen prioridad frente a las acciones de comando y regulación,
- b. Como secuela de la falla de un componente o de una orden errónea en la instrumentación o en los sistemas de regulación y comando, la instalación no puede ser llevada a un estado tal en que el sistema de protección del reactor sea ineficaz, y
- c. Una falla del sistema de protección del reactor no produzca un aumento de la reactividad a través de las instalaciones de comando y regulación.

6.3. Confiabilidad.

La falla de un monitor de seguridad (compuesto de sensor, amplificador y/o transmisor y unidad de valor límite) para la vigilancia de un parámetro de seguridad, la de un elemento del sistema lógico que hace de unión entre las señales de valor límite de un parámetro de seguridad y la acción de seguridad o la de un elemento del circuito de comando (eléctrico, neumático, hidráulico) para desencadenar la acción de seguridad, no deben en ningún caso impedir el disparo de la acción de seguridad.

Los monitores de seguridad, circuitos lógicos y circuitos de comando deben tener un comportamiento "a prueba de fallas", es decir, su falla debe conducir siempre a un estado seguro. Si esto no puede ser garantizado para todas las fallas concebidas según el análisis de las situaciones accidentales, esos componentes deben ser dispuestos en forma redundante. La calidad de los elementos constructivos, la de los equipos y la del conexionado del sistema de protección del reactor deben estar de acuerdo a los altos requerimientos necesarios para la disponibilidad del sistema. Son admisibles adecuados circuitos de valoración, en especial para los circuitos lógicos.

6.4. Comportamiento de reacción.

Sensores, equipos y demás componentes deben ser diseñados de modo tal en su conjunto, que su comportamiento de reacción (tiempos muertos, tiempos de recorrida de la señal, efectos de sobreexcitación) sea adecuado a los tiempos supuestos para el accidente que surjan del análisis de las condiciones accidentales.

6.5. Aprovechamiento de energía.

En el caso de que el sistema de protección del reactor no haya sido diseñado de modo tal que por falla de la fuente de energía necesaria para su operación (eléctrica, hidráulica, neumática) se inicie la acción de seguridad (principio de corriente de reposo), deben entonces ser diseñadas a prueba de fallas las fuentes de energía necesarias para cumplimentar su función de protección (eléctrica, hidráulica, neumática; principio de la corriente de trabajo).

6.6. Posibilidad de prueba.

El sistema de protección del reactor debe ser diseñado de modo tal, que durante la operación pueda ser comprobada la capacidad de funcionamiento de sus componentes, sin con ello disminuir la confiabilidad del sistema completo.

7. DISPOSITIVOS PARA EL COMANDO, LA REGULACION Y EL CORTE DEL REACTOR

7.1. Comando y regulación (fundamentos de diseño).

Los dispositivos para el comando y la regulación del reactor deben ser diseñados y ajustados entre sí, de modo tal que puedan controlar todas las variaciones de reactividad esperadas de acuerdo a las necesidades de servicio.

7.2. Dispositivos de corte.

Además de los dispositivos de corte normales para la operación (primer sistema de corte), que pueden ser parcial o totalmente idénticos a los dispositivos de comando y regulación, debe existir una segunda posibilidad independiente y de diferente tipo para el corte del reactor (segundo sistema de corte).

7.3. Capacidad de corte del primer sistema de corte.

El primer sistema de corte debe ser capaz de hacer subcrítico al reactor desde cualquier estado de operación y desde cualquier situación accidental. Para ello debe poderse introducir reactividad negativa, aun en el caso de falla del componente más activo que actúa sobre la reactividad, con velocidad suficiente como para finalizar los posibles transitorios antes de que los límites admisibles para estos casos sean sobrepasados de acuerdo al análisis de situaciones accidentales, especialmente en lo referente a los elementos combustibles.

7.4. Capacidad de corte del segundo sistema de corte.

El segundo sistema de corte debe ser capaz de hacer subcrítico al reactor desde cualquier estado de operación o desde cualquier situación accidental, independientemente del primer sistema de corte, y preferiblemente poder mantenerlo subcrítico por largo tiempo.

7.5. Limitación de las cuotas de variación de reactividad.

Las cuotas con las cuales la reactividad puede ser aumentada por acción de los dispositivos de comando, regulación o corte, debe ser acorde con la función del sistema de protección del reactor, de modo tal que por fallas en partes de estos dispositivos de comando, regulación o corte (por ejemplo: retiro involuntario de un elemento de comando, de regulación o de corte o de un grupo de elementos acoplados) los transitorios que aparezcan no lleven en ningún momento a daños inadmisibles, en especial de los elementos combustibles.

7.6. Limitación del valor de la reactividad.

El valor de reactividad de un elemento aislado de comando y regulación o de corte, debe estar limitado de modo tal que la variación de reactividad más grande o más rápida (por ejemplo caída o retiro de un elemento absorbente) no conduzca a una rotura del circuito primario o a tales daños de los componentes internos del recipiente de presión, que impidan el funcionamiento de los dispositivos provistos para la refrigeración de emergencia. Deben proveerse dispositivos adecuados para impedir tales situaciones accidentales.

7.7. Diseño mecánico.

Los dispositivos de comando, regulación y corte deben ser diseñados mecánicamente, de modo tal que cumplan su función bajo todas las condiciones de operación normal o anómala y que permitan que el reactor sea cortado aun bajo condiciones accidentales.

7.8. Posibilidad de prueba.

La función de los dispositivos de comando, regulación y corte así como las propiedades y dimensiones de importancia para la seguridad, como por ejemplo: los valores de reactividad y los tiempos de movimiento de las barras absorbentes, deben ser posibles de probar en períodos regulares de tiempo.

8. DISPOSITIVOS PARA LIMITAR LOS EFECTOS DE CASOS ACCIDENTALES (DISPOSITIVOS DE SEGURIDAD)

8.1. Condiciones generales.

8.1.1. Descripción de funciones.

Los dispositivos de una instalación nuclear con la función específica de limitar los efectos de casos accidentales sobre la población y sobre el personal de operación, llamados aquí dispositivos de seguridad, deben ser diseñados y coordinados entre sí de modo tal que los efectos de todos los casos accidentales posibles en la instalación incluido el accidente de diseño, conduzcan a una dosis de radiación sobre la población lo más baja posible. Esta dosis sobre la población no debe alcanzar en ningún caso los valores normativos para irradiaciones extraordinarias.

8.1.2. Seguro contra daños a consecuencia de casos accidentales.

Los dispositivos de seguridad deben ser diseñados y ordenados de modo tal que su función no pueda ser influenciada por casos accidentales. En especial debe observarse que los dispositivos de seguridad no puedan ser dañados por sollicitaciones dinámicas o por partes desprendidas durante el transcurso de la situación accidental.

8.1.3. Confiabilidad y posibilidad de prueba.

Los dispositivos de seguridad deben ser diseñados con una alta confiabilidad, que será alcanzada dado el caso a través de la redundancia, en especial de sus componentes activos. Los dispositivos de seguridad deben ser diseñados y ordenados de modo tal que pueda ser probado su estado y su capacidad de funcionamiento.

8.1.4. Accesibilidad bajo condiciones accidentales.

En el caso de ser necesaria la intervención del personal para el mantenimiento o el restablecimiento de su función, los componentes activos de los dispositivos de seguridad deben en lo posible estar ordenados de modo tal que sean accesibles aun en condiciones accidentales.

8.2. Envuelta de contención.

8.2.1. Función y necesidad.

La envuelta de contención cubre al reactor y al sistema de refrigeración primario como cubierta estanca y/o estancable en cualquier momento. Tiene por misión disminuir o mantener por debajo de un límite prefijado la liberación de materiales radiactivos como consecuencia de un accidente en las inmediaciones de la instalación nuclear.

Debe proveerse siempre una envuelta de contención, cuando

- a. Como consecuencia de una situación accidental, incluido el accidente de diseño, puedan ser liberados materiales radiactivos en cantidades tales que su distribución en las inmediaciones de la instalación del reactor conduzca a dosis radiológicas que alcancen o sobrepasen los valores de dosis normativos válidos para irradiaciones extraordinarias,
- b. La liberación de esas cantidades de material radiactivo en las inmediaciones no puede ser imposibilitada con la adopción de otras medidas.

8.2.2. Partes del sistema de refrigeración primario fuera de la envuelta de contención.

Partes del sistema primario de refrigeración pueden ser instaladas fuera de la envuelta de contención cuando la liberación de cantidades inadmisibles de materiales radiactivos en las inmediaciones de la instalación por rotura o falla de alguna de esas partes es imposible o puede ser disminuida a través de adecuadas instalaciones. Tales instalaciones son por ejemplo: válvulas de bloqueo de cierre suficientemente rápido, instaladas en la pared de la envuelta de seguridad por donde atraviesan cañerías (*) o una envuelta especialmente diseñada, que cumple para esas partes del sistema primario de refrigeración la función de la envuelta de contención.

8.2.3. Fundamentos del diseño.

Las cuotas integrales de pérdida de la envuelta de contención admisibles para el accidente de diseño no deben ser sobrepasadas aun teniendo en cuenta la presión y la temperatura que pueda aparecer durante el transcurso del accidente de diseño. Para ello deben ser tenidos en cuenta también los efectos de las posibles reacciones químicas. Podrán ser tenidas en cuenta la provisión de sistemas para enfriar la envuelta de contención (**) o para poder disminuir la presión.

8.2.4. Cálculos y elección de materiales.

Como bases para el dimensionado de los espesores de pared de la envuelta de contención deberán tomarse las máximas sobrepresiones externas e internas y las temperaturas que aparezcan de las condiciones más pesimistas para el accidente de diseño, así como adicionalmente las máximas cargas posibles propias del lugar de ubicación, como por ejemplo: a través de viento, cargas de nieve o incidentes sísmicos. Para el diseño de la envuelta de contención deben ser utilizadas las prescripciones de cálculo válidas para recipientes bajo presión, teniéndose en cuenta sus condiciones especiales.

8.2.5. Componentes internos de la envuelta de contención.

Al limitar diferentes recintos por medio de paredes así como al ordenar componentes internos dentro de la envuelta de contención, debe cuidarse que queden abiertos caminos suficientemente grandes para las corrientes que se establezcan entre los recintos individuales. Las secciones abiertas entre los recintos individuales deben ser dimensionadas de modo tal, que las diferencias de presión que aparezcan durante los procesos de compensación de presiones dentro del recipiente de seguridad en casos accidentales, incluido el accidente de diseño, no conduzcan a daños en la envuelta de contención u otros dispositivos importantes para limitar los efectos del accidente, a que sean destruidas paredes o a que componentes constructivos, como por ejemplo pesadas cubiertas o trozos de mampostería, puedan ser proyectados.

(*) Ver criterio 8.2.6.

(**) Ver criterio 8.2.9.

8.2.6. Dispositivos de bloqueo para pasajes a través de la envuelta de contención.

Todos los pasajes que signifiquen una unión directa del interior de la envuelta de contención hacia afuera y que como secuela de una situación accidental, incluido el accidente de diseño, pudieran permitir la salida de cantidades inadmisibles de materiales radiactivos hacia el exterior, deben en el caso de un accidente para cuyo dominio sea necesaria la integridad de la envuelta de contención, poder ser cerrados en forma automática y confiable. Deben estar equipados como mínimo con dos dispositivos de bloqueo instalados uno a continuación del otro, que sean accionados por sistemas independientes. El estado, la capacidad de funcionamiento y la estanqueidad de los dispositivos de bloqueo debe poder ser probada.

Los accesos que deban ser temporalmente utilizados y donde sea necesario un cierre de la envuelta de contención, deben ser diseñados como esclusas estancas a los gases, cuyas puertas estén entre sí enclavadas de modo tal que como mínimo una de las puertas quede siempre cerrada.

8.2.7. Aptitud para las pruebas de presión.

La envuelta de contención debe ser diseñada y construida de modo tal que sea posible antes de la puesta en servicio realizar una prueba de presión con como mínimo 1,1 veces la presión de diseño indicada en el párrafo 8.2.3. De no realizarse la prueba de presión a la temperatura de diseño, en el caso de envueltas de acero, la presión de prueba debe ser elevada en un factor igual a la relación entre los límites de alargamiento del acero a la temperatura de la prueba y a la temperatura de diseño.

8.2.8. Aptitud para pruebas de pérdidas.

La envuelta de contención debe ser diseñada y construida de modo tal que sea posible realizar una prueba de la cuota integral de pérdida a la presión de diseño definida en el párrafo 8.2.3. a más tardar antes de la puesta en servicio del reactor y no antes de haber construido todos los pasajes.

Durante la vida útil de la instalación y en períodos de tiempo adecuados deben ser confirmadas las cuotas integrales de pérdida con presiones tales que permitan una extrapolación admisible de los resultados hasta la presión de diseño. Las obturaciones de pasantes así como los puntos de reparación deben ser posibles de probar a la presión de diseño.

8.2.9. Sistema de refrigeración para la envuelta de contención.

En el caso de ser necesario un sistema activo de enfriamiento para disminuir los crecimientos inadmisibles de presión dentro de la envuelta de contención, deben adoptarse por lo menos dos de tales sistemas, dentro de lo posible basados en principios distintos. Debe asegurarse el enfriamiento de la envuelta de contención, aun en el caso de que uno de esos sistemas falle por completo.

8.3. Refrigeración de emergencia del núcleo.

8.3.1. Necesidad de dispositivos de refrigeración de emergencia del núcleo.

Cuando debido a la rotura del sistema primario se produzca una pérdida del medio refrigerante de magnitud tal que el núcleo del reactor

debido al calor de decaimiento pueda fundirse parcial o totalmente, deben adoptarse sistemas adecuados y confiables para la refrigeración de emergencia del núcleo.

8.3.2. Principios de diseño.

Los dispositivos para el enfriamiento de emergencia del núcleo deben contener por lo menos dos sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, que puedan actuar aun después de un accidente de diseño. Aun en el caso de pérdida total de uno de estos sistemas debe el sistema que permanece en actividad ser capaz de:

- a. Finalizar el crecimiento de la temperatura antes de que, debido a daños en los elementos combustibles en gran magnitud producidos por una insuficiente conducción del calor, se pierda la geometría del núcleo definida para la transmisión del calor y el flujo del medio refrigerante. Esta condición implica impedir la fusión de las envueltas de los elementos combustibles en gran extensión. De acuerdo al estado actual de la ciencia y de la técnica, esta condición se puede dar por cumplida, cuando pueda demostrarse a través de un análisis con hipótesis conservativas y con la suposición del mantenimiento de la geometría que las envueltas no alcanzan su punto de fusión.

La meta a alcanzar no es la no fusión de las envueltas de los elementos combustibles, sino el mantenimiento de la geometría del núcleo necesaria para la transmisión del calor.

Por lo tanto no puede excluirse el estallido de las envueltas de los elementos combustibles y la liberación de productos de fisión.

- b. Limitar a valores de poca importancia las posibles reacciones químicas exotérmicas.
- c. Refrigerar al núcleo.
- d. Mantener al núcleo bajo refrigeración, hasta que desaparezca el peligro de una fusión del núcleo.

Esto debe cumplirse para todas las roturas posibles del sistema de refrigeración primario, cuyas secciones de rotura sean menores o iguales en sección a la del corte del caño más grande del sistema.

8.3.3. Materiales y realización.

Mientras no pueda asegurarse que por falla de uno de sus componentes activos, el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo no pueda alcanzar la más alta presión del sistema primario de refrigeración, deberán utilizarse para los materiales, diseño, fabricación y ensayos de las partes del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo las mismas condiciones que se utilizan para las partes bajo presión del sistema de refrigeración primario.

8.3.4. Independencia.

Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, deben ser completamente independientes entre sí. No son admisibles los componentes activos comunes a ambos sistemas (como por ejemplo: bombas, válvulas, etc.). Los componentes pasivos comunes a ambos sistemas (como por ejemplo: cañerías), son aceptables solamente en el caso en que pueda demostrarse que:

- a. Puede probarse la capacidad de funcionamiento de los componentes comunes durante la operación del reactor,
- b. Una falla de los componentes comunes no conduce a una pérdida del medio refrigerante y
- c. La función de los componentes comunes no puede ser influenciada a través de las secuelas o durante el transcurso del accidente de pérdida del medio de refrigeración.

8.3.5. Seguridad contra daños a continuación de un caso accidental.

Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo no deben ser influenciados en su función por los efectos de las situaciones accidentales. Ellos deben ser diseñados y montados de modo tal que las fuerzas resultantes de una situación accidental, incluido el accidente de diseño, no conduzcan a daños que influyan sobre la función del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

8.3.6. Aptitud para las pruebas.

Deben adoptarse medidas constructivas que permitan la inspección de todos los componentes importantes del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo incluido los correspondientes componentes internos del recipiente de presión.

Los diversos componentes activos del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo deben ser ordenados de modo tal que sean posibles pruebas de funcionamiento periódicas durante la operación del reactor. La capacidad de operación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debe ser comprobable tan cerca del núcleo como sea posible. Las pruebas de funcionamiento del sistema de refrigeración de emergencia completo deben poder ser realizables periódicamente bajo condiciones lo más cercanas posibles a las condiciones de diseño, incluidas las condiciones de disparo, el cambio de una fuente de energía a otra, y dado el caso de un recipiente de medio refrigerante a otro.

8.4. Dispositivos de seguridad adicionales.

8.4.1. Sistema de aspersión en la envuelta de contención.

De ser necesarias instalaciones de aspersión dentro de la envuelta de contención, para mantener dentro de límites admisibles los efectos de situaciones accidentales, deben proveerse por lo menos dos de tales sistemas. El funcionamiento de estas instalaciones de aspersión debe garantizarse dentro de la envergadura imprescindible aun en el caso de que falle uno de estos sistemas completo. Los componentes importantes deben ser susceptibles de inspección y la capacidad de funcionamiento del sistema de aspersión debe poder ser probada hasta las toberas de aspersión.

8.4.2. Instalaciones de filtros.

Las instalaciones de filtros que actúen para retener materiales radiactivos deben ser, en el caso de que su función sea necesaria para aminorar las secuelas de una situación accidental, diseñadas y fabricadas de modo tal que los canales de ventilación, los filtros, los ventiladores y las válvulas sean transitables para trabajos de inspección y de limpieza.

Las partes móviles (ventiladores, válvulas) deben ser provistas por duplicado.

Deberán utilizarse únicamente filtros aprobados para aerosoles y iodo.

9. APROVISIONAMIENTO DE ENERGÍA Y DE MEDIOS DE OPERACION

9.1. Principios de diseño.

El aprovisionamiento de energía y de medios de operación de las instalaciones del reactor debe ser diseñado de modo tal que se pueda garantizar en cualquier momento el funcionamiento de las partes y sistemas importantes para la seguridad. Este requerimiento es especialmente dirigido al suficiente aprovisionamiento de energía eléctrica o, dado el caso, de aire comprimido, de medios refrigerantes para la conducción del calor de fisión y para el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, para el enfriamiento del recipiente de seguridad y de los medios necesarios para el funcionamiento de los demás dispositivos de seguridad.

9.2. Aprovisionamiento de energía de emergencia.

Deben proveerse adecuados dispositivos para el aprovisionamiento de energía de emergencia, a través de los cuales se garantice que la función de las partes y sistemas importantes para la seguridad pueda ser cumplida cuando el aprovisionamiento normal de energía falte por completo. A los consumidores conectados a este sistema de alimentación de energía de emergencia deben pertenecer por lo general los siguientes:

- a. La instrumentación
- b. El sistema de protección del reactor
- c. Los dispositivos de corte del reactor
- d. Los dispositivos de seguridad, incluidos los que son utilizados para el cierre de la envuelta de contención
- e. La iluminación de emergencia
- f. Las instalaciones de llamada de emergencia.

Los dispositivos de aprovisionamiento de energía de emergencia deben ser diseñados de modo tal que el cambio de la alimentación normal a la alimentación de emergencia no influya sobre el funcionamiento de los consumidores de corriente de emergencia.

9.3. Redundancia del sistema de alimentación de emergencia.

Deben proveerse por lo menos dos instalaciones independientes para proveer la corriente de emergencia y estar listas para operar hasta los distribuidores y consumidores. El consumo total de corriente de emergencia debe quedar cubierto aun en el caso de que falle una de las instalaciones completas.

9.4. Posibilidad de prueba del aprovisionamiento de corriente de emergencia.

La capacidad de funcionamiento de los sistemas e instalaciones previstos para la provisión de energía de emergencia incluidos los dispositivos de interconexionado, deben ser posibles de probar en cualquier momento.

10. DEPOSITO DE MATERIALES COMBUSTIBLES NUCLEARES Y DEMAS MATERIALES RADIATIVOS

10.1. Impedimento de criticidad.

Para el depósito de materiales fisiónables debe asegurarse que bajo condiciones nomnales o extraordinarias no pueda ser alcanzado un estado crítico. Para ello deberán preverse medidas constructivas (por ejemplo: seguridad geométrica, construcción de absorbentes de neutrones) o medidas administrativas. (*)

10.2. Conducción del calor de decaimiento.

En las instalaciones para el depósito de materiales nucleares irradiados deben disponerse de sistemas de refrigeración confiables que aun en condiciones extraordinarias pueden extraer el calor de decaimiento, cuando sea de esperar que sin tales medidas de refrigeración se puedan producir daños en los elementos combustibles, que como secuela produzcan la liberación de materiales radiactivos en los recintos de operación o en las inmediaciones de la instalación.

10.3. Supervisión del depósito.

Los locales destinados al depósito de materiales combustibles nucleares y demás materiales radiactivos deben ser protegidos contra la entrada de personal no autorizado y provistos de instalaciones de supervisión y alarma (por ejemplo: contra criticidad, radiactividad, fuego). En los casos en que sea necesario deben ser cerradas las instalaciones para el depósito de materiales nucleares y demás materiales radiactivos, para evitar que debido a un accidente pueda ser liberado material radiactivo en cantidades tales que pongan en peligro al personal de operaciones o a la población.

10.4. Elementos de elevación y transporte.

El peligro de una liberación de actividad o de un accidente de criticidad en la central nuclear, debe ser disminuido a través del adecuado diseño, construcción y pruebas de los elementos de elevación y transporte.

(*) A este respecto consultar las "Normas básicas de seguridad radiológica y nuclear". Publicación S.I. N° 11, 1966.

11. ELIMINACION DE MATERIALES RADIATIVOS

11.1. Eliminación de materiales radiactivos en operación normal.

En el caso de ser necesaria para la operación de la instalación nuclear una eliminación de material radiactivo durante la operación normal, deben ser previstas las instalaciones de tal manera que durante esa descarga sean mantenidos los límites admisibles de cantidades y concentraciones de acuerdo a los comportamientos locales.

12. REQUERIMIENTOS ADICIONALES

12.1. Control del ingreso a la instalación del reactor.

La instalación del reactor debe ser separada de las inmediaciones mediante un adecuado ordenamiento de sus partes y mediante adecuadas instalaciones de manera tal que el ingreso a la misma pueda ser permanentemente controlado. Especialmente deberá asegurarse a través de una distribución adecuada de los edificios del reactor y sus ingresos un control ininterrumpido de las personas que ingresan al edificio del reactor.

12.2. Seguridad contra el fuego y explosiones.

La instalación del reactor debe ser diseñada y construida de modo tal que la probabilidad de ocurrencia de incendios o explosiones sea muy baja. Deben proveerse las instalaciones adecuadas para limitar el fuego o la explosión sin que sea influenciada la seguridad de la instalación. Las cantidades de materiales inflamables convencionales deben ser limitadas a las necesarias para la operación. Los materiales inflamables deben ser depositados en forma segura contra los incendios. Deberán utilizarse preferentemente materiales no combustibles o de difícil combustión, en especial en las puertas o en los sistemas que son de especial significación para la seguridad.

12.3. Vías de escape.

La instalación debe ser diseñada y construida de modo tal, que ofrezca al personal de operación caminos de escape sencillos y fáciles de seguir para el caso de tener que abandonar locales en peligro en situaciones accidentales.

APENDICE

Definiciones de condiciones de operación y de casos de perturbación.

A los efectos de los criterios de seguridad valen las siguientes definiciones:

1. Operación normal.

El concepto de "operación normal" en una instalación nuclear abarca todos aquellos estados y procedimientos que ocurren dentro de la operación planificada de la instalación.

A la "operación normal" pertenecen especialmente:

- El arranque y la detención
- Las operaciones de calentamiento y enfriamiento
- Marcha a carga parcial
- Marcha a plena carga
- Marcha con la sobrecarga de diseño
- Las variaciones de carga previstas
- Los trabajos de mantenimiento
- La carga y descarga de elementos combustibles.

Estos estados y procedimientos no deben conducir a ningún daño en los elementos combustibles.

2. Operación anómala.

El concepto de "operación anómala" de una instalación nuclear abarca todos los estados, procedimientos e incidentes que, a pesar de ser indeseables, son de esperar que ocurran con alta probabilidad durante la operación.

A la "operación anómala" pertenecen especialmente:

- El corte rápido (scram).
- Los efectos dinámicos de los circuitos.
- Las perturbaciones que dependen de la distribución de la energía producida, como por ejemplo la pérdida de la carga, el corte rápido de la turbina, las oscilaciones de la potencia por variaciones rápidas de la carga.
- La pérdida de la provisión de consumo propio.

Estos estados, procedimientos e incidentes no deben conducir a daños de los elementos combustibles.

3. Casos de perturbación.

El concepto "casos de perturbación" abarca todos los incidentes a los cuales la instalación puede quedar expuesta por falla de partes de la instalación o por errores de operación y que modifican el desarrollo planeado de la operación en forma indeseable para las técnicas de seguridad.

Deben aquí diferenciarse los siguientes grupos:

Grupo A.

Casos de perturbación ocurridos con el sistema de refrigeración primario cerrado y que no pertenecen al grupo B, como por ejemplo:

- El retiro involuntario de elementos de control y regulación
- Las perturbaciones del flujo del medio refrigerante
- La descarga de presión debida a accionamiento erróneo de válvulas
- La irrupción de agua fría
- El despido de una barra de control.

En estos casos de perturbación no puede excluirse que ocurran daños en los elementos combustibles. Sin embargo, puede excluirse un daño del sistema de refrigeración primario, ya sea por medio de un diseño adecuado de los componentes del sistema primario o por dispositivos y medidas adecuadas, que permitan interrumpir oportunamente la sucesión de incidentes desencadenada.

Grupo B.

Casos de perturbación, cuyo factor desencadenante es una rotura en el sistema de refrigeración primario, por ejemplo:

- La pérdida del medio refrigerante.

Casos de perturbación en los cuales el sistema primario de refrigeración está abierto, por ejemplo:

- Accidente durante la carga de elementos combustibles.

Casos de perturbación que se producen fuera del sistema primario de refrigeración, por ejemplo:

- Fusión de un elemento combustible durante su manipulación.

Al ocurrir este tipo de casos de perturbación son posibles efectos sobre la población y sobre el personal de operación. Para mantener estos efectos dentro de límites admisibles, son indispensables en general dispositivos de seguridad.

"Accidente de diseño"

El "accidente de diseño" es aquel de los del tipo del Grupo B imaginable para la instalación nuclear, que produzca los mayores efectos sobre la población y que no puede ser excluido según la humana prevención por el cuidado diseño, fabricación, pruebas, pruebas repetitivas y continua vigilancia de las partes de la instalación.