

**RESOLUCION A.491(XII)**

*Aprobada 19 noviembre, 1981  
Punto 10 b) del orden del día*

**CODIGO DE SEGURIDAD PARA BUQUES MERCANTES NUCLEARES**

**A**

LA ASAMBLEA,

RECORDANDO el Artículo 16 i) de la Convención constitutiva de la Organización Consultiva Marítima Intergubernamental, el cual trata de las funciones de la Asamblea,

RECORDANDO ASIMISMO la sección 7 del Apéndice de la resolución 1 de la Conferencia internacional sobre seguridad de la vida humana en el mar, 1974, que recomienda la revisión de las disposiciones del Convenio aplicables a los buques nucleares,

TOMANDO NOTA del progreso registrado en el campo de la energía nuclear, de la experiencia adquirida por varios países en la utilización de buques provistos de unidades propulsoras nucleares y del aumento que cabe esperar que se dé en la aplicación de la propulsión nuclear a los buques mercantes,

RECONOCIENDO que los criterios de seguridad aplicables a los buques mercantes nucleares difieren considerablemente de los aplicables a los buques corrientes,

RECONOCIENDO ASIMISMO que en las Recomendaciones aplicables a los buques nucleares, que constituyen el Documento adjunto 3 del Acta final de la Conferencia internacional sobre seguridad de la vida humana en el mar, 1974, se da una orientación insuficiente en cuanto a los criterios de seguridad correspondientes a los buques de esta clase,

HABIENDO EXAMINADO la recomendación hecha por el Comité de Seguridad Marítima en su cuadragésimo cuarto periodo de sesiones,

1. APRUEBA el Código de seguridad para buques mercantes nucleares (Código de Buques Nucleares), cuyo texto, que constituye el Anexo de la presente resolución, reemplaza al texto de las Recomendaciones aplicables a los buques nucleares, constitutivas del Documento adjunto 3 del Acta final de la Conferencia internacional sobre seguridad de la vida humana en el mar, 1974, convenida internacionalmente por lo que respecta al proyecto, la construcción, la puesta en servicio, la utilización y la cesación en el servicio de los buques mercantes de propulsión nuclear;

2. INVITA a todos los Gobiernos interesados a que:

- a) tomen las providencias oportunas para dar efectividad al Código;
- b) apliquen el Código como complemento de las prescripciones del Capítulo VIII del Convenio internacional para la seguridad de la vida humana en el mar, 1974;
- c) informen a la OCMI de las medidas tomadas al respecto.

**B**

LA ASAMBLEA,

HABIENDO APROBADO el Código de seguridad para buques mercantes nucleares,

RECONOCIENDO que la tecnología relativa a los buques mercantes de propulsión nuclear está en fase de evolución y que se adquirirá más experiencia a medida que se haga un mayor uso de la energía nuclear,

AUTORIZA al Comité de Seguridad Marítima a que enmiende el Código, a su debido tiempo y según resulte necesario a la luz de los progresos que se registren en la esfera de los buques mercantes de propulsión nuclear.

ANEXO

**CODIGO DE SEGURIDAD PARA BUQUES MERCANTES NUCLEARES**

**INDICE**

**PREAMBULO**

**ABREVIATURAS**

**DEFINICIONES**

**CAPITULO 1 – GENERALIDADES**

- 1.1 Objeto
- 1.2 Ambito de aplicación
- 1.3 Principios generales de seguridad
- 1.4 Principios de aceptación de riesgos
- 1.5 Puesta en servicio inicial de un buque nuclear y reconocimientos posteriores
- 1.6 Revisión del Código
- 1.7 Equivalencias
- 1.8 Cesación en el servicio o pérdida del buque
- 1.9 Recuperación tras la pérdida del buque

**CAPITULO 2 – CRITERIOS Y CONDICIONES QUE PROCEDE CONSIDERAR EN LA FASE DE PROYECTO**

- 2.1 Criterios fundamentales y funciones de seguridad
- 2.2 Clases de seguridad y clases de proyecto
- 2.3 Condiciones ambientales
- 2.4 Criterios de proyecto relativos a la instalación propulsora nuclear
- 2.5 Condiciones de utilización de la instalación
- 2.6 Condiciones generales que rigen los análisis de accidentes
- 2.7 Evaluación de las situaciones de accidente del buque
- 2.8 Evaluación de accidentes relativos a la IPN

**CAPITULO 3 – PROYECTO, CONSTRUCCION Y EQUIPO DEL BUQUE**

- 3.1 Disposición del buque
- 3.2 Ventilación: disposiciones generales
- 3.3 Estructura
- 3.4 Compartimentado y estabilidad después de avería
- 3.5 Protección contra choques/abordajes
- 3.6 Encalladura y varada
- 3.7 Ayudas a la navegación y maniobrabilidad
- 3.8 Dispositivos de salvamento
- 3.9 Seguridad contra incendios
- 3.10 Seguridad del buque y protección física de las materias fisionables
- 3.11 Aberturas de acceso
- 3.12 Sistemas generadores de vapor no propulsores

**CAPITULO 4 – SISTEMA NUCLEAR DE GENERACION DE VAPOR (SNGV)**

- 4.1 Criterios generales de proyecto
- 4.2 Núcleo del reactor
- 4.3 Control de la reactividad
- 4.4 Mando del reactor
- 4.5 Consideraciones de ingeniería mecánica
- 4.6 Barrera de presión del circuito primario
- 4.7 Sistema secundario de refrigeración
- 4.8 Extracción del calor residual
- 4.9 Instrumentos
- 4.10 Sistema de protección del reactor
- 4.11 Características estructurales y funcionales de seguridad
- 4.12 Interfaz entre los sistemas nucleares y los del buque
- 4.13 Consideraciones de proyecto relativas a las cargas cíclicas
- 4.14 Criterios generales acerca del comportamiento del combustible en el reactor

**CAPITULO 5 – MAQUINAS E INSTALACIONES ELECTRICAS**

- 5.1 Ambito de aplicación

**PARTE A – MAQUINAS PRINCIPALES Y AUXILIARES**

- 5.2 Generalidades
- 5.3 Comunicaciones
- 5.4 Dispositivos de achique y de lastre
- 5.5 Sistemas de agua de refrigeración
- 5.6 Sistemas hidráulicos y neumáticos
- 5.7 Propulsión de emergencia

**PARTE B – SISTEMAS ELECTRICOS**

- 5.8 Generalidades
- 5.9 Sistema eléctrico principal
- 5.10 Sistema eléctrico de emergencia
- 5.11 Fuentes transitorias de energía
- 5.12 Conexiones de energía a tierra
- 5.13 Aislamiento de los cables y de los componentes eléctricos
- 5.14 Perforación de barreras físicas como paso para cables eléctricos

**CAPITULO 6 – RADIOPROTECCION**

- 6.1 Generalidades
- 6.2 Proyecto de los medios de protección radiológica
- 6.3 Protección de las personas
- 6.4 Dosimetría y monitorización
- 6.5 Manejo de radiodesechos – prescripciones generales
- 6.6 Criterios relativos a la descarga de radiodesechos
- 6.7 Manejo de radiodesechos sólidos
- 6.8 Manejo de radiodesechos líquidos
- 6.9 Manejo de radiodesechos gaseosos
- 6.10 Ventilación y filtración

**CAPITULO 7 – UTILIZACION DEL BUQUE**

- 7.1 Principios generales de utilización del buque y órganos competentes
- 7.2 Documentos de orden operacional
- 7.3 Procedimientos normales de utilización
- 7.4 Procedimientos de utilización en situaciones de emergencia
- 7.5 Mantenimiento y reparación
- 7.6 Dotación, formación, competencia, actualización de conocimientos, ejercicios y llamadas a la tripulación

**CAPITULO 8 – RECONOCIMIENTOS**

- 8.1 Generalidades
- 8.2 Reconocimientos en el curso de la construcción
- 8.3 Reconocimientos en la fase de pruebas
- 8.4 Reconocimientos en la fase de utilización
- 8.5 Reconocimientos especiales, reparaciones, renovaciones y modificaciones

**APENDICE 1 – CALCULOS DE LA VELOCIDAD DE HUNDIMIENTO**

**APENDICE 2 – CARGAS DEBIDAS A MAR ENCRESPADA, SEGUN LOS PERIODOS DE SERVICIO**

- 1 Generalidades
- 2 Tratamiento matemático
- 3 Propiedades estadísticas de la función de mar encrespada
- 4 Aplicación

**APENDICE 3 – EXPEDIENTE DE SEGURIDAD**

- 1 Principios generales
- 2 Aspectos prácticos
- 3 Información general y resumen
- 4 Base de proyecto relativa al medio ambiente
- 5 Reglas de seguridad
- 6 Descripción técnica y evaluación del proyecto
- 7 Rendimiento de la IPN
- 8 Radioprotección
- 9 Análisis de accidentes y fallos
- 10 Condiciones para la utilización autorizada
- 11 Salvaguardia del buque y de la IPN
- 12 Cesación en el servicio
- 13 Posible índice

**APENDICE 4 – INTENSIDADES LIMITE DE DOSIS EQUIVALENTE EN DIFERENTES ZONAS Y ESPACIOS**

**APENDICE 5 – PROGRAMA DE GARANTIA DE LA CALIDAD (PGC)**

- 1 Generalidades
- 2 Plan de organización
- 3 Documentación y registros
- 4 Procedimientos de control
- 5 Pruebas

**APENDICE 6 – APLICACION DEL CRITERIO DE FALLO UNICO**

## PREAMBULO

1 El Código de seguridad para buques mercantes nucleares ha sido elaborado como guía para las Administraciones respecto de normas de seguridad aceptadas internacionalmente para el proyecto, la construcción, la utilización, el mantenimiento, la inspección, el salvamento y la cesación definitiva en el servicio de los buques mercantes nucleares. Complementa los pertinentes convenios, códigos y recomendaciones internacionales aprobados por la Organización Consultiva Marítima Intergubernamental (en adelante llamada "la Organización").

2 El presente Código sustituye a las Recomendaciones aplicables a los buques nucleares que constituyen el Documento adjunto 3 del Acta final de la Conferencia internacional sobre seguridad de la vida humana en el mar, 1974.

3 En las disposiciones del Código se da importancia primordial a los dos objetivos de seguridad principales:

- .1 la protección de las personas y del medio ambiente, especialmente contra los riesgos inaceptables debidos a la emisión premeditada o fortuita de radiaciones ionizantes y a la emisión de sustancias radiactivas, tanto en la mar como en puerto; y
- .2 la salvaguardia del buque, no sólo por lo que respecta a los riesgos estrictamente nucleares sino también a los derivados de la interacción que pueda darse entre la instalación propulsora nuclear, el resto del buque (incluida su carga) la mar y el entorno del buque.

4 Si bien el Código se ha elaborado sobre la base de principios establecidos y aceptados de construcción naval y de ingeniería naval y nuclear, se reconoce que será necesario revisarlo en consonancia con los progresos de la tecnología. La aplicación inicial del Código está limitada a los buques de tipo tradicional provistos de instalaciones propulsoras nucleares en las que se haga uso de reactores de agua ligera a presión.

5 A fin de reducir al mínimo las probabilidades y las consecuencias de fallos de cualquier componente, sistema o estructura nuclear, o de una combinación cualquiera de estas cosas, el Código está basado en la aplicación del concepto de barreras múltiples, en virtud del cual los sistemas de seguridad independientes complementan la integridad fundamental de los sistemas nucleares en régimen de funcionamiento normal.

## ABREVIATURAS

En el presente Código se han utilizado las abreviaturas siguientes:

CP	Clase de proyecto
SREN	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
CIPR	Comisión Internacional de Protección Radiológica
CIUR	Comisión Internacional de Unidades de Radiación
ACPR	Accidente con pérdida de refrigerante
IPN	Instalación propulsora nuclear
SNGV	Sistema nuclear de generación de vapor
CUI	Condición de utilización de la instalación
PGC	Programa de garantía de la calidad
CS	Clase de seguridad

## DEFINICIONES

Salvo indicación en otro sentido, los términos y expresiones utilizados en el presente Código tendrán el significado que a continuación se les asigna:

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Condiciones de accidente	Anomalías importantes producidas en relación con los estados de funcionamiento, que podrían originar la emisión de cantidades inaceptables de materias radiactivas si los correspondientes mecanismos de seguridad no funcionaran conforme a lo previsto en el proyecto. (Véase CUI.)
Administración	Gobierno del Estado cuyo pabellón tenga derecho a enarbolar el buque.
Acaecimientos operacionales previsible	Todas las anomalías operacionales en relación con la utilización normal que se espera surjan una o varias veces durante el tiempo que deba prestar servicio el buque y que, gracias a disposiciones apropiadas tomadas en la fase de proyecto, no ocasionen daños considerables a los elementos importantes para la seguridad ni den lugar a condiciones de accidente. (Véase CUI.)
Código	Código de seguridad para buques mercantes nucleares.
Estructura anticolidión	Estructura especial de protección situada en la zona del compartimiento del reactor, destinada a proteger el sistema nuclear de generación de vapor y sus sistemas de seguridad, incluido, si es necesario, el almacenamiento de desechos, contra los efectos de abordajes y choques.
Puesta en servicio	Fase que sigue a la construcción, en la cual se pone en condiciones de utilización el buque y su IPN y se comprueba que aquél y ésta se ajustan a las prescripciones relativas al proyecto y satisfacen los criterios de rendimiento pertinentes. Comprende las pruebas de los sistemas nucleares y no nucleares y culmina en la expedición de un certificado de seguridad para buque nuclear y en la autorización de la Administración para utilizar el buque.
Fallo de modo común	Fallo de varios dispositivos o componentes que impide a éstos realizar sus funciones a consecuencia de un solo evento o causa determinados.
Autoridad competente	Autoridad designada o reconocida como tal por el Gobierno del Estado para un fin determinado.

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Componente activo	<p>Componente cuyo funcionamiento depende de excitaciones externas tales como un impulso, un movimiento mecánico o suministro de energía y que, por tanto, influye de un modo activo en el funcionamiento de los sistemas.* (Véase "Componente pasivo".)</p> <hr/> <p>* Son ejemplos de componentes activos las bombas, los ventiladores, los relés y los transistores. Se subraya que esta definición tiene necesariamente un carácter general, al igual que la del "Componente pasivo". Ciertos componentes, tales como los discos de seguridad, válvulas de retención, válvulas de seguridad, inyectores y algunos dispositivos electrónicos de estado sólido, tienen características que hacen necesario someterlos a un examen especial para poder designarlos como activos o como pasivos.</p>
Componente pasivo	<p>Componente que carece de piezas móviles y que sólo está sometido a cambios como los de presión, de temperatura o de régimen al realizar sus funciones. Pueden incluirse además en esta categoría algunos componentes que funcionan con un grado muy elevado de seguridad y cuyo funcionamiento está basado en una acción o en un cambio irreversibles*. (Véase "Componente activo".)</p> <hr/> <p>* Son ejemplos de componentes pasivos los intercambiadores de calor, tuberías, recipientes, cables eléctricos y estructuras. Se subraya que esta definición tiene necesariamente un carácter general, al igual que la del "Componente activo". Ciertos componentes, tales como los discos de seguridad, válvulas de retención, válvulas de seguridad, inyectores y algunos dispositivos electrónicos de estado sólido tienen características que hacen necesario someterlos a un examen especial para poder designarlos como activos o como pasivos.</p>
Estructura de contención	<p>Envolvente o límite constituido por componentes pasivos y activos proyectados para mantener dentro de límites aceptables emisiones de radiactividad a través de la barrera de presión del circuito primario.</p>
Zona controlada	<p>Zona o espacio que, por presentar riesgos de irradiación o de contaminación en las CUI 1 y 2, es objeto de un régimen especial a fines de protección contra las radiaciones ionizantes y tiene el acceso sometido a control. Es probable que en una zona controlada las dosis equivalentes que puedan recibir las personas expuestas sean superiores a 3/10 de los valores límite de las dosis equivalentes que la CIPR recomienda que no se excedan en el caso de las personas profesionalmente expuestas.</p>

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Convenio	El Convenio internacional para la seguridad de la vida humana en el mar, 1974.
Base de proyecto	Condiciones elegidas como base de proyecto de una estructura, un sistema o un componente determinados que desempeñan una función de seguridad si se da un evento hipotético o una combinación hipotética de eventos.
Accidente base de proyecto	Accidente hipotético que constituye la base de proyecto del buque y de los sistemas de seguridad de la instalación propulsora nuclear.
Dosis equivalente	Cantidad que expresa la dosis absorbida ponderada con arreglo a la calidad, la distribución y otros factores pertinentes. La dosis equivalente tiene por objeto evaluar los efectos de las dosis de radiación recibidas por las personas. La unidad de dosis equivalente es el sievert (Sv); véase la definición de la CIUR.
Límites de dosis equivalentes	Límites anuales de dosis equivalentes de radiaciones ionizantes, que la CIPR recomienda que no se excedan por lo que respecta a las personas profesionalmente expuestas o al público en general, según proceda.
Puesto de mando de emergencia	Lugar del buque desde el cual cabe accionar total o parcialmente los mandos de los sistemas o componentes esenciales para la seguridad del reactor, si esto no se puede hacer desde el puesto de mando principal.
Habitabilidad	Condiciones ambientales (espacio, temperatura, humedad, radiación . . .) necesarias para hacer posible la presencia continua del personal durante un periodo dado.
Circuito intermedio de refrigeración	Circuito de refrigeración, distinto del circuito secundario de alimentación o del circuito principal de vapor, que en parte de su extensión está separado del refrigerante primario por un solo límite físico.
Accidente con pérdida de refrigerante (ACPR)	Accidente hipotético que ocasiona la pérdida de refrigerante del reactor a un ritmo superior al régimen normal de reposición.
Buque nuevo	Todo buque cuya quilla haya sido colocada, o cuya construcción se halle en una fase equivalente, en la fecha en que se cumplan seis meses de la aprobación del Código efectuada por la Asamblea de la Organización, o posteriormente.

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Utilización normal	Condiciones en que, en un buque nuclear, todas las estructuras, el equipo y los sistemas pueden desempeñar las funciones de seguridad que les correspondan, de acuerdo con los límites y las condiciones de utilización especificados, incluidos el arranque, el funcionamiento en régimen de potencia, la parada, el mantenimiento, los reconocimientos, las pruebas y la recarga de combustible.
Instalación propulsora nuclear (IPN)	Conjunto del sistema principal de propulsión del buque, incluido el sistema nuclear de generación de vapor (SNGV).
Buque nuclear	Todo buque mercante cuya modalidad de propulsión normal esté basada en la energía nuclear y cuyas características sean las de los buques de desplazamiento de tipo tradicional.
Sistema nuclear de generación de vapor (SNGV)	Parte de la instalación propulsora nuclear destinada a la generación de vapor.
Personas profesionalmente expuestas	Personas expuestas por razones profesionales a las radiaciones ionizantes.* <hr/> <p>* La CIPR ha apuntado la posibilidad de dividir las condiciones de trabajo en dos clases: condiciones de trabajo A (en que las dosis equivalentes que pueden recibirse son superiores a 3/10 de los valores límite que la CIPR recomienda que no se excedan en el caso de las personas profesionalmente expuestas); condiciones de trabajo B (en que es sumamente improbable que las dosis equivalentes que pueden recibirse sean superiores a 3/10 de los valores límite que la CIPR recomienda que no se excedan en el caso de las personas profesionalmente expuestas).</p>
Condición de utilización de la instalación (CUI)	Eventos que pueden producirse durante la utilización normal o en el curso de acaecimientos operacionales previsibles o de accidentes, o eventos que pueden imponer al buque fenómenos externos o internos, ya naturales, ya originados por el hombre.
Barrera de presión del circuito primario	Envoltente del sistema nuclear de generación de vapor, hasta la segunda válvula de aislamiento inclusive, que contiene o puede contener refrigerante primario a la temperatura y a las presiones de funcionamiento del reactor en régimen de potencia.

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Calidad	Por calidad de un elemento de la instalación o del equipo se entiende su aptitud para realizar la función para la cual ha sido proyectado.
Garantía de la calidad	Comprende las operaciones planificadas y sistemáticas que se precisen para inspirar la confianza necesaria en que una estructura, un sistema o un componente funcionarán satisfactoriamente cuando estén prestando servicio. Esta expresión abarca también el concepto de control de la calidad.
Control de la calidad	Comprende las operaciones que se realizan para alcanzar una garantía de la calidad en relación con las características físicas de una materia, una estructura, un componente o un sistema, y mediante las cuales puede comprobarse si la calidad de la materia, de la estructura, del componente o del sistema responde a requisitos preestablecidos.
Radiodesechos gaseosos	Todo gas originado por el SNGV o por el tratamiento o almacenamiento de radiodesechos.
Radiodesechos líquidos	Todo líquido originado por el SNGV o por zonas controladas.
Radiodesechos sólidos	Todo sólido originado por el SNGV o por la filtración o el tratamiento de otros radiodesechos o por zonas controladas o por la descontaminación.
Compartimiento del reactor	Compartimiento del buque que contiene los componentes nucleares y que está delimitado por el casco, la cubierta de cierre y, a proa y a popa, por coferdanes transversales o mamparos transversales.
Cámara de mando del reactor	Espacio del buque que contiene los medios necesarios para el mando y la supervisión del funcionamiento del reactor en condiciones normales, en acaecimientos operacionales pre-visibles y en condiciones de accidente, incluidos los medios que hacen posible parar el reactor y mantenerlo en el estado subcrítico frío. (Véase también "Puesto de mando de emergencia".)
Válvula de alivio	Válvula accionada manual o automáticamente para hacer que los parámetros del sistema se ajusten a los valores deseados limitando, por ejemplo, la presión o el régimen de caudal.

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Calor residual	Suma del calor generado por la desintegración (desintegración radiactiva y fisión producida tras la parada) y del calor acumulado en las estructuras relacionadas con el reactor y en los medios de termotransferencia.
Organización responsable	Organización que tiene la responsabilidad total del buque nuclear y que la Administración reconoce.
Expediente de seguridad	Documento aprobado por la Administración en el que se describen todos los aspectos del buque y de su instalación propulsora nuclear, incluidos los de su proyecto, construcción y utilización en condiciones normales y de accidente.
Clases de seguridad	Clasificación de estructuras, sistemas y componentes con arreglo a su importancia para la seguridad nuclear y la del buque. Esta importancia se evalúa considerando las consecuencias que tendría la pérdida de la función desempeñada por estos elementos de la instalación y del equipo en las diversas situaciones previsibles.
Recinto de seguridad	Envolvente que rodea totalmente la estructura de contención y toda fuente importante de radiactividad relacionada con el SNGV.
Sistema de seguridad	Todo sistema importante para la seguridad instalado con miras a garantizar en cualquier situación la parada sin riesgos del reactor y la extracción del calor del núcleo, y/o para limitar las consecuencias de los acaecimientos operacionales previsibles y de las condiciones de accidente.
Válvula de seguridad	Dispositivo automático reductor de presión accionado por la presión estática más arriba de la válvula, que se caracteriza por la rapidez con que se abre completamente a fin de limitar la presión.
Blindaje	Medio destinado a reducir la exposición a las radiaciones a valores inferiores a los especificados, con la interposición de una barrera de materia atenuadora.
Parada	Procedimiento por el que se lleva un reactor a la fase subcrítica, o bien el estado del reactor en una condición subcrítica.

<b>Término o expresión</b>	<b>Definición</b>
Fallo único	Acaecimiento fortuito que ocasiona la pérdida de aptitud de un componente para desempeñar las funciones de seguridad a que está destinado. Los fallos múltiples resultantes de un solo acaecimiento o de un error de operador, seguidos de un defecto de funcionamiento, se consideran como parte del fallo único.
Zona vigilada	Zona o espacio que, por presentar riesgos de exposición a las radiaciones o de contaminación en las CUI 1 y 2, es objeto de vigilancia a fines de protección contra las radiaciones ionizantes. Es probable que en una zona vigilada las dosis equivalentes que puedan recibir las personas expuestas sean superiores a 1/10 de los valores límite de dosis equivalentes que la CIPR recomienda que no se excedan en el caso de las personas profesionalmente expuestas.
Sumidero último de calor	Atmósfera o masa de agua a la que se transfiere el calor durante la utilización normal, al producirse acaecimientos operacionales previsible o en condiciones de accidente.
Zona no controlada	Toda zona del buque que no es una zona controlada ni una zona vigilada a fines de protección contra las radiaciones ionizantes. No es probable que en una zona no controlada las dosis equivalentes que en las CUI 1, 2 y 3, puedan recibir las personas expuestas, sean superiores a los valores límite de dosis equivalentes que la CIPR recomienda que no se excedan por lo que respecta al público en general.
Examen volumétrico	Procedimiento de examen por métodos no destructivos, tales como la inspección ultrasónica, la radiografía u otros medios apropiados, encaminado a detectar defectos o fisuras en el conjunto de un componente.

## **CAPITULO 1 – GENERALIDADES**

### **1.1 Objeto**

1.1.1 El presente Código tiene por objeto proporcionar referencias técnicas y reglamentarias respecto de los buques mercantes nucleares. Complementa otros convenios, códigos y recomendaciones internacionales también aplicables, promulgados por la Organización, y define problemas de seguridad concretos que procede considerar. Figuran en él criterios apropiados para proteger a las personas y el medio ambiente de los riesgos radiológicos en todas las fases de la vida del buque: proyecto, construcción, puesta en servicio, utilización y cesación en el servicio.

1.1.2 Por las características especiales de la energía nuclear y la movilidad del buque nuclear, se necesita alcanzar una identidad de opiniones internacionales en cuanto a la estipulación de las restricciones técnicas y administrativas que habrá que imponer durante la vida del buque.

### **1.2 Ambito de aplicación**

El presente Código se aplicará a los buques nuevos. Corresponderá a la Administración decidir en qué medida procede aplicar el Código a los buques existentes.

### **1.3 Principios generales de seguridad**

1.3.1 La seguridad general del buque nuclear constituye un objetivo primordial. La seguridad de la instalación propulsora nuclear (IPN) es parte integrante de esa seguridad general. No obstante, la seguridad del buque puede exigir que la IPN funcione durante periodos en que, si sólo hubiese que considerar la seguridad de la IPN, habría que reducir la potencia o interrumpir el funcionamiento. La decisión de no interrumpir el funcionamiento en tales condiciones no se tomará hasta haber considerado detenidamente los posibles riesgos radiológicos para la tripulación, el público en general y el medio ambiente.

1.3.2 Los riesgos radiológicos existentes en un buque nuclear se limitarán en la medida necesaria para que las personas y el medio ambiente queden suficientemente protegidos. Se adoptarán medidas que garanticen la contención de las materias radiactivas y la atenuación de las radiaciones ionizantes durante las fases de proyecto, construcción, puesta en servicio, utilización y cesación en el servicio del buque.

1.3.3 La seguridad de la IPN habrá de permitir reducir los riesgos no sólo radiológicos, sino también, entre otros, los derivados de fuentes de energía concentrada tales como los fluidos sometidos a alta presión y a temperatura elevada, con medios apropiados para reducir al mínimo el número de accidentes y la gravedad de sus consecuencias.

1.3.4 Las disposiciones del presente Código se ocupan concretamente de los riesgos que existen como consecuencia de la IPN del buque, pero las Administraciones habrán de tener también en cuenta otros riesgos a que están expuestos los buques de propulsión tradicional, y respecto de los cuales se ha dispuesto lo necesario en otros convenios o códigos.

1.3.5 Lo prescrito en el presente Código se aplicará siguiendo los principios generales enunciados a continuación:

- .1 En todas las CUI habrá que impedir o limitar la emisión de productos radiactivos de modo que no rebase los límites de las dosis equivalentes, mediante la provisión de una serie de barreras físicas sucesivas entre el combustible nuclear y el medio ambiente. Este concepto de barreras múltiples exige que:
    - .1.1 el encamisado del combustible, que constituye la primera barrera, tenga entre sus funciones la de seguridad de retener los productos de fisión radiactivos procedentes del combustible;
    - .1.2 la barrera de presión del circuito primario, que constituye la segunda barrera, tenga entre sus funciones la de seguridad de impedir la emisión accidental de materias radiactivas de dicho circuito;
    - .1.3 la estructura de contención, que constituye la tercera barrera y que encierra totalmente la barrera de presión del circuito primario, tenga principalmente la función de seguridad de limitar las fugas de materias radiactivas de cualquier equipo que esa estructura contenga, sea cual fuere la CUI; y
    - .1.4 el recinto de seguridad, que constituye la cuarta barrera, rodee la estructura de contención y cualquier fuente importante de radiactividad relacionada con la IPN, y tenga principalmente la función de seguridad de impedir la emisión accidental y de limitar las fugas de materias radiactivas.
  - .2 Para lograr protección contra los efectos de la irradiación se tomarán medidas apropiadas, aisladamente o en combinación, como son las de:
    - .2.1 interponer blindajes adecuados;
    - .2.2 establecer zonas controladas en el buque;
    - .2.3 limitar las duraciones de exposición;
    - .2.4 impedir la aproximación innecesaria de las personas a las fuentes de radiación; e
    - .2.5 indicar cómo ha de actuar el personal en situaciones de emergencia, con arreglo a los oportunos planes e instrucciones.
  - .3 La IPN habrá de proyectarse de modo que no sea necesaria ninguna intervención humana para poner en marcha o utilizar los sistemas de protección y seguridad en la fase inicial de una situación de emergencia.
- 1.3.6 Se garantizará la contención efectiva de las materias radiactivas y la atenuación de la radiación mediante una serie de disposiciones cuya eficacia pueda demostrarse para todas las condiciones de utilización de la instalación (CUI). Esta serie de disposiciones estará basada en:
- .1 medidas preventivas que garanticen normas rigurosas de proyecto y de ejecución y márgenes de seguridad suficientes;
  - .2 medios de monitorización con los que detectar cualquier situación en que se sobrepasen esos márgenes; y
  - .3 medios de acción con los que impedir que se produzcan situaciones de accidente o, si eso no es posible, limitar las consecuencias.
- 1.3.7 El proyecto, la construcción, las pruebas, la inspección, la utilización y la cesación en el servicio de todo buque nuclear se ajustarán al programa de garantía de la calidad (PGC). Los principios de garantía de la calidad son los siguientes:

- .1 Por lo que respecta al SNGV y a su interfaz con el resto del buque, los requisitos fundamentales para el establecimiento y la puesta en práctica del programa de garantía de la calidad aparecen en la "Colección Seguridad" publicación Núm. 50-C-QA del OIEA y, sucintamente indicados, en el Apéndice 5 de del presente Código. Sin embargo, habrá de tenerse siempre presente que la obtención de la calidad necesaria en la realización de una tarea concreta (ya se trate del proyecto, la fabricación, la puesta en servicio, la utilización o la cesación en el servicio) es ante todo incumbencia de las personas a las que se asignó la tarea y no de las que intenten establecer, mediante verificación, que se alcanzó tal calidad.
- .2 En todas las etapas de la vida del buque se ocupará de la administración y la fiscalización del PGC general una sola organización, reconocida como responsable.
- .3 En el caso de que la organización responsable pase a ser otra, la transferencia de funciones se hará de modo que no entorpezca la puesta en práctica del PGC.
- .4 Como condición previa para que la Administración apruebe la construcción de un buque nuclear, la organización responsable elaborará un PGC en el que se describan las operaciones que en la aplicación del programa habrá que efectuar durante todo el periodo de servicio del buque, con objeto de garantizar que se cumple con lo dispuesto en el Código y en otros reglamentos y convenios pertinentes.
- .5 En el Expediente de seguridad aprobado por la Administración figurará la descripción completa del PGC.
- .6 La Administración o la autoridad competente designada por aquélla habrá de cerciorarse de que la organización responsable instituye y pone en práctica el PGC de conformidad con lo dispuesto en el presente Código y con las obligaciones estipuladas en el Expediente de seguridad.
- .7 Las prescripciones establecidas en el PGC serán aplicables a las estructuras, los sistemas y los componentes correspondientes a cada una de las clases de seguridad.
- .8 El grado de aplicación de las diversas prescripciones dependerá de los factores siguientes:
  - .8.1 clase de seguridad a la que pertenezca el elemento de equipo de que se trate;
  - .8.2 necesidad de someter a medidas de control especiales, medidas administrativas y vigilancia, los procedimientos, los métodos y el equipo;
  - .8.3 grado en que pueda demostrarse, mediante inspecciones o pruebas, que se han satisfecho las exigencias del proyecto;
  - .8.4 calidad, antecedentes y grado de normalización del elemento de equipo de que se trate;
  - .8.5 accesibilidad (en la que entran tanto el aspecto físico como consideraciones ambientales) del componente, una vez montado éste en la instalación, a fines de mantenimiento, inspección en servicio y reposición.
- .9 En todos los casos, sin embargo, se ejecutará un PGC compatible con lo estipulado en la "Colección Seguridad", publicación Núm. 50-C-QA del OIEA.

1.3.8 Las dosis equivalentes que es probable reciban las personas que pueda haber a bordo o en las inmediaciones del buque en condiciones normales de utilización se mantendrán ajustándolas al valor más bajo que razonablemente quepa fijar y en todo caso a un valor que no rebase los límites de tales dosis o los límites de dosis individuales fijados por la autoridad competente, dado que éstos existan\*

1.3.9 El principio general con arreglo al cual se determinará la aceptabilidad de los riesgos de accidente es el de que la probabilidad de que se produzcan situaciones de accidente debe ser inversamente proporcional a la gravedad de las consecuencias de éstas. En la evaluación de las situaciones de accidente se examinarán las posibles interacciones entre la IPN, el buque y la carga y el servicio a que éste se halla destinado.

1.3.10 Respecto de todos los sistemas de seguridad y protección del SNGV y dondequiera que se exija expresamente, se aplicará el criterio de fallo único, tal como se define éste en el Apéndice 6 y en 2.6.3.

1.3.11 Con objeto de satisfacer en particular el criterio de fallo único, y en general de reducir la probabilidad de fallos en los sistemas esenciales, habrá que tener en cuenta cuatro conceptos importantes en la fase de proyecto de los sistemas destinados a los buques nucleares. Estos conceptos, que podrán aplicarse aisladamente o en combinación, tienen como meta reducir la probabilidad de avería en los sistemas o en los componentes. Son tales conceptos los de:

- .1 redundancia — es decir, duplicación de sistemas o de componentes para obtener un excedente de medios con los que poder desempeñar una función esencial;
- .2 independencia — que exige que el funcionamiento de un sistema no dependa en modo alguno del funcionamiento de otro sistema dado;
- .3 segregación — esto es, la separación física de los sistemas que realizan una función común, con objeto de reducir la probabilidad de fallos simultáneos debidos a una causa externa común; y
- .4 diversidad — con la que se da protección contra fallos de modo común a los sistemas y componentes que realizan la misma función, haciendo que difieran entre sí en cuanto a proyecto, funcionamiento, fabricante, etc.

1.3.12 A los contratistas y a la organización responsable se les impondrán concretamente las siguientes obligaciones:

- .1 la organización responsable se asegurará de que en todo contrato que gestione con un constructor se observan todos los principios de seguridad, complementados por cualesquiera disposiciones adicionales que dicha organización estime necesarias;
- .2 los subcontratistas y los contratistas principales señalarán a la atención del contratista principal y de la organización responsable las medidas adicionales que a juicio suyo mejorarían efectivamente la aplicación de los principios generales de seguridad;
- .3 para todas las etapas de la vida del buque se nombrará ex profeso una autoridad que responda ante la Administración de la seguridad del buque y de su

---

\* Véase la publicación CIPR 26.

IPN. A los efectos del presente Código la autoridad así nombrada será la organización responsable. En los países en que la Administración tenga que expedir una patente para la utilización de un buque nuclear, la organización responsable será también el titular de la patente; y

- .4 la organización responsable de la seguridad de un buque nuclear se asegurará de que el Expediente de seguridad del buque está siempre a disposición de las autoridades del Gobierno huésped y de que se mantiene actualizado.

#### 1.4 Principios de aceptación de riesgos

1.4.1 En ninguna actividad humana puede ser absoluta la seguridad y, por consiguiente, ninguna regla puede ser perfecta. En el caso de los buques tradicionales suele ser posible sentar minuciosamente las prescripciones relativas a ciertos aspectos del proyecto y de la construcción por referencia a un grado de riesgo que ha sido aceptado empíricamente durante largo tiempo sin haber sido definido nunca. En el caso de los buques nucleares, que plantean problemas de seguridad específicos, es esencial hallar una solución más sistemática. Por consiguiente, procede clasificar cualitativamente las situaciones en relación con su frecuencia y con sus consecuencias. Cabe presentar estos dos conceptos de la manera siguiente:

- .1 las situaciones que hay que tener en cuenta en el proyecto de la IPN se clasifican considerando la probabilidad del acaecimiento, con arreglo a la cual pueden ser desde continuas hasta sumamente improbables;
- .2 para las consecuencias correspondientes a cada clase de frecuencia del acaecimiento se fija un límite, y estos límites podrán incrementarse según disminuya la frecuencia de la situación hipotética considerada.

1.4.2 Las situaciones se definen en el presente Código como condiciones de utilización de la instalación (CUI). Estas condiciones se agrupan en cuatro clases de CUI con arreglo a la frecuencia general del acaecimiento y a las consecuencias, según se indica en el cuadro 1.1. En 2.5 se dan ejemplos característicos de clasificación de las CUI.

CUADRO 1.1

CUI	Descripción general	Probabilidad del acaecimiento	Clase de consecuencia
1	Funcionamiento normal	Continua o muy frecuente	1
2	Acaecimientos poco importantes	Poco frecuente	2
3	Acaecimientos importantes	Escasa	3
4	Accidentes graves	Sumamente escasa	4

**Nota:** Las CUI 4 pueden subdividirse en dos categorías: la categoría 4A, aplicable a las CUI en que haya disponibles fuentes de energía mecánicas, y la categoría 4B, que se utilizará cuando no haya disponibles fuentes de energía mecánicas.

1.4.3 La clasificación en frecuencias de las CUI corresponde a las descripciones cualitativas siguientes:

- .1 continua o muy frecuente: cuando la CUI se da continuamente o es probable que se dé a menudo en el tiempo que haya de prestar servicio un determinado buque nuclear;
- .2 poco frecuente: cuando la CUI no se da a menudo, pero es probable que se dé varias veces en el tiempo que haya de prestar servicio un determinado buque nuclear;
- .3 escasa: cuando en principio no deba darse la CUI en el caso de un determinado buque nuclear, pero pueda darse en unos cuantos buques nucleares del mismo tipo mientras éstos hayan de prestar servicio;
- .4 sumamente escasa: cuando en principio no deba darse la CUI en todo el tiempo que haya de prestar servicio un cierto número de buques nucleares del mismo tipo, y sin embargo sea posible que se dé.

1.4.4 Las consecuencias de cada clase de CUI se definen de la manera siguiente:

- .1 consecuencias correspondientes a la clase 1: el buque y su SNGV funcionan dentro de los límites radiológicos aplicables a la utilización normal, según lo definido en 6.3.1.1;
- .2 consecuencias correspondientes a la clase 2: las resultantes de acaecimientos fortuitos que no perturban considerablemente la utilización del buque ni originan dosis equivalentes que rebasen los límites fijados respecto de las personas profesionalmente expuestas, según las mediciones efectuadas en el casco del buque o en su proyección vertical;
- .3 consecuencias correspondientes a la clase 3: las que pueden entrañar una limitada falta de disponibilidad del buque nacida de una degradación de la estructura del buque o del equipo de la IPN, de lesiones o de la necesidad de recurrir a ayuda externa, o bien de una combinación de esas causas; no originan, sin embargo, dosis equivalentes que rebasen los límites fijados respecto de las personas profesionalmente expuestas, según las mediciones efectuadas en el casco del buque o en su proyección vertical;
- .4 consecuencias correspondientes a la clase 4: las que pueden terminar por entrañar una pérdida de vidas humanas o la pérdida del buque, o bien una combinación de ambas, pero que no originan dosis equivalentes superiores a las indicadas en 6.3.1.3, según las mediciones efectuadas en el casco del buque o en su proyección vertical.

1.4.5 La clase de frecuencia a que haya sido asignado cada acaecimiento hipotético aparecerá indicada en el Expediente de seguridad y se justificará mediante datos objetivos. La Administración se asegurará de que la asignación de un acaecimiento a una determinada clase de frecuencia es aceptable.

1.4.6 Las consecuencias de cada acaecimiento hipotético objeto de examen tendrán que analizarse tan minuciosamente como sea necesario en el Expediente de seguridad y los resultados de esos análisis habrán de ser compatibles con los principios generales expuestos en la presente sección.

## **1.5 Puesta en servicio inicial de un buque nuclear y reconocimientos posteriores**

1.5.1 Antes de que comience la construcción de un buque nuclear, la Administración examinará los planos preliminares y el Expediente de seguridad (véase el Apéndice 3) y formulará las recomendaciones complementarias que estime necesarias.

1.5.2 En la fase de construcción la Administración efectuará los reconocimientos pertinentes, principalmente por lo que respecta a la garantía de la calidad, pero asimismo para verificar que el buque se construye de conformidad con los documentos presentados y con las posibles recomendaciones complementarias.

1.5.3 La Administración procederá seguidamente a aprobar el programa de pruebas que preceden a la puesta en servicio y se asegurará de que dichas pruebas se llevan a cabo.

1.5.4 Luego, tras examinar los documentos actualizados y los resultados de las pruebas, la Administración podrá autorizar la puesta en servicio y expedir la correspondiente patente. La Administración llevará a cabo reconocimientos del buque y de su IPN en todas las etapas de la vida del buque nuclear especialmente para comprobar que se cumple con lo dispuesto en el Código.

1.5.5 La Administración podrá confiar las inspecciones y los reconocimientos a organizaciones reconocidas por ella, de conformidad con lo dispuesto en la Regla 6 del Capítulo I del Convenio.

## **1.6 Revisión del Código**

1.6.1 Las razones justificativas de revisión del Código son las siguientes:

- .1 progreso técnico en el proyecto de los buques o de los reactores de agua ligera a presión; y progreso técnico en el análisis de la seguridad (por ejemplo, en la esfera de los datos cuantitativos);
- .2 aplicación del Código a nuevos tipos de buques;
- .3 cambios en la clasificación de los grados de riesgo, por ejemplo a causa del gran número de buques nucleares que utilicen un puerto a la vez;
- .4 compatibilidad con futuros códigos y convenios; y
- .5 acuerdo internacional sobre normas de seguridad revisadas.

## **1.7 Equivalencias**

La cláusula relativa a equivalencias, que figura en la Regla 5 del Capítulo I del Convenio, es aplicable a las disposiciones del presente Código a condición de que, cuando se invoque esa cláusula, en el Expediente de seguridad se incluya una descripción de la equivalencia y un análisis demostrativo de que es correcta.

## **1.8 Cesación en el servicio o pérdida del buque**

1.8.1 La cesación en el servicio de un buque nuclear puede ser voluntaria o accidental, temporal o definitiva. La expresión "cesación voluntaria en el servicio" hace referencia a situaciones en que la organización responsable o la Administración estima que, por razones de seguridad o de otra índole, el buque no debe mantenerse en servicio. Se produce la cesación accidental cuando un percance marítimo o cualquier otra causa hace que el buque o su IPN dejen de ser idóneos para el servicio.

1.8.2 En el caso de la cesación temporal en el servicio o durante la fase inicial de la cesación definitiva, la organización responsable tomará medidas de vigilancia y seguridad adecuadas para los posibles riesgos, ya sean éstos de carácter nuclear o no, considerando el estado en que se encuentren el buque y su IPN. A los grupos de vigilancia y seguridad se les asignará la autoridad y los medios necesarios para hacer frente a cualquier suceso de origen interno o externo que pueda afectar al buque o a su IPN.

1.8.3 Las operaciones relacionadas directa o indirectamente con la cesación en el servicio voluntaria o planificada de un buque nuclear habrán de satisfacer la necesidad de proteger al hombre y su medio ambiente de riesgos inaceptables que pueda crear el buque después de la parada definitiva de su IPN.

1.8.4 En el proyecto del buque se tendrá en cuenta la probabilidad de la cesación accidental en el servicio debida a percances marítimos, a sucesos de origen interno o externo, a actos de sabotaje o a cualquier otra causa imprevista. Cuando proceda se tomarán medidas encaminadas a impedir que se produzcan estas contingencias o a limitar sus consecuencias.

1.8.5 Cuando la seguridad general del buque ya no pueda ser garantizada, la seguridad nuclear, que hasta ese momento sólo había constituido un aspecto de aquella seguridad general, se convertirá en el principal objetivo tanto a corto plazo como a largo plazo.

## **1.9 Recuperación tras la pérdida del buque**

1.9.1 Las posibles consecuencias radiológicas del hundimiento del buque dependerán del nivel de potencia a que estaba funcionando la IPN, de los diversos fenómenos transitorios que hayan afectado a la IPN en el transcurso del hundimiento y de la ubicación final del buque naufragado. El hundimiento puede tener también repercusiones en:

- .1 la continuidad del suministro de energía y de refrigerante, etc., a la IPN; y en
- .2 la posibilidad de accionar el equipo de mando y el de seguridad.

1.9.2 En la fase de proyecto del buque se tendrá en cuenta la posibilidad de recuperar en su totalidad o en parte los restos del naufragio, cuando esto sea técnicamente factible.

1.9.3 En la medida de lo posible se dispondrá el balizamiento y la vigilancia de los restos del naufragio.

## **CAPITULO 2 – CRITERIOS Y CONDICIONES QUE PROCEDE CONSIDERAR EN LA FASE DE PROYECTO**

### **2.1 Criterios fundamentales y funciones de seguridad**

2.1.1 Para garantizar una seguridad adecuada en todas las CUI, se tendrán presentes tres criterios de seguridad fundamentales:

- .1 Criterio A: Se proveerán medios que blinden adecuadamente las fuentes radiactivas y reduzcan al mínimo los riesgos de emisión de sustancias radiactivas, de modo que la exposición de las personas que pueda haber a bordo, del público en general y del medio ambiente se mantenga ajustada a los valores más bajos a que razonablemente sea posible llegar.

- .2 Criterio B: Se proveerán medios con los que eliminar en condiciones de seguridad el calor residual del núcleo del reactor.
- .3 Criterio C: Se proveerán medios con los que regular y parar en condiciones de seguridad el reactor y mantenerlo parado tanto tiempo como sea necesario.

2.1.2 Las funciones de seguridad enumeradas a continuación son en general necesarias para satisfacer los criterios expuestos en 2.1.1. No obstante, tal vez será preciso complementarlas en algunos proyectos especiales.

- .1 Las funciones de seguridad necesarias para satisfacer el criterio A son:
  - .1.1 mantener una integridad aceptable del encamisado del combustible en el núcleo del reactor, que es la primera barrera;
  - .1.2 mantener la integridad de la barrera de presión del circuito primario del reactor, que es la segunda barrera;
  - .1.3 impedir la emisión accidental de materias radiactivas y limitar las fugas de estas materias a través de la estructura de contención del reactor, que es la tercera barrera;
  - .1.4 impedir la emisión accidental de materias radiactivas y limitar las fugas de estas materias a través del recinto de seguridad, que es la cuarta barrera.
- .2 Las funciones de seguridad necesarias para satisfacer el criterio B son:
  - .2.1 transferir el calor residual del núcleo del reactor a un sumidero último;
  - .2.2 mantener una cantidad suficiente de refrigerante para la refrigeración del núcleo; y
  - .2.3 proveer los servicios necesarios para los sistemas de seguridad.
- .3 Las funciones de seguridad necesarias para satisfacer el criterio C son:
  - .3.1 controlar convenientemente la reactividad;
  - .3.2 llevar el reactor al estado subcrítico sin rebasar ninguno de los límites previstos en el proyecto respecto del combustible; y
  - .3.3 proveer los servicios necesarios para los sistemas de seguridad.

## 2.2 Clases de seguridad y clases de proyecto

2.2.1 Se asignará a los sistemas distintas clases de seguridad con arreglo a la importancia que tengan las consecuencias de la pérdida de la función que los mismos desempeñen. Las prescripciones relativas a las materias, el proyecto, la construcción, las pruebas, la inspección y el funcionamiento habrán de estar en consonancia con las clases de seguridad asignadas. La adscripción de tales clases expuesta a continuación como característica, se da sólo a título de orientación general; no se pretende que constituya una prescripción definitiva.

2.2.2 La clase de seguridad 1 (CS-1) se aplica a los elementos de equipo siguientes:

- .1 el sistema de protección del reactor y el sistema de parada de emergencia;
- .2 el recipiente de presión y los componentes de la barrera de presión del circuito primario o situados en el interior de ésta, y los de la estructura de

soporte del núcleo, cuyo fallo podría provocar una CUI 3 ó una CUI 4. No es necesario que los componentes conectados al sistema de refrigeración del reactor y que formen parte de la barrera de presión del circuito primario queden asignados a la CS-1, a condición de que:

- .2.1 dado que se produzca el fallo hipotético del componente mientras el reactor esté funcionando normalmente, quepa para éste y refrigerarlo por el procedimiento ordinario, suponiendo que la reposición de refrigerante se efectúe únicamente por medio del sistema de reposición de refrigerante del reactor; o de que
- .2.2 el componente esté o pueda quedar aislado del sistema de refrigeración del reactor por medio de dos válvulas. Cada válvula abierta tendrá que poder accionarse automáticamente. El tiempo de cierre será tal que, si se produce el fallo hipotético del componente mientras el reactor está funcionando normalmente, cada una de estas válvulas pueda seguir operando y sea posible parar el reactor y refrigerarlo por el procedimiento ordinario;
- .3 la envolvente del generador de vapor y las tuberías principales, incluidas las válvulas de aislamiento instaladas en los conductos de vapor.

2.2.3 La clase de seguridad 2 (CS-2) se aplica a los elementos de equipo siguientes:

- .1 los componentes de la barrera de presión del circuito primario a los que no se aplique la CS-1;
- .2 la estructura de contención y sus sistemas de seguridad;
- .3 los componentes y los sistemas o subsistemas necesarios para:
  - .3.1 extraer del núcleo el calor residual en las CUI 2, 3 ó 4;
  - .3.2 controlar la radiactividad emitida dentro de la estructura de contención;
  - .3.3 controlar el hidrógeno dentro de la estructura de contención a raíz de un accidente con pérdida de refrigerante;
  - .3.4 refrigerar el núcleo en caso de emergencia (SREN, incluidos el suministro de energía eléctrica de emergencia, los acumuladores, los tanques de refrigerante, etc.);
  - .3.5 refrigerar la estructura de contención y/o eliminar la presión a raíz de un accidente con pérdida de refrigerante;
  - .3.6 reponer el refrigerante del reactor, como función de seguridad; y
  - .3.7 realizar cualquier otra función que pueda tener consecuencias de importancia análoga para la seguridad;
- .4 los sistemas de suministro de energía del sistema de protección del reactor;
- .5 los mecanismos accionadores de las barras de mando y sus sistemas de suministro;
- .6 el sistema de purificación atmosférica de la estructura de contención, incluidas todas las partes de ese sistema situadas fuera de dicha estructura que actúan como prolongación de su envolvente mientras se efectúa la recirculación para lograr la purificación;

- .7 los medios de protección del circuito primario contra las sobrepresiones y los del sistema de descarga del circuito primario no pertenecientes a la CS-1; y
- .8 de acuerdo con lo que decida la Administración y conste en el Expediente de seguridad, otros elementos de equipo del buque cuyo fallo pueda ocasionar directamente una CUI 3 que afecte al SNGV.

2.2.4 La clase de seguridad 3 (CS-3) se aplica a los elementos de equipo siguientes:

- .1 todo sistema de seguridad del SNGV o parte del mismo a los que no se aplique la CS-1 ó la CS-2;
- .2 los sistemas auxiliares que prestan apoyo a los sistemas de seguridad, tales como los sistemas de aceite lubricante, los sistemas hidráulicos, los circuitos de refrigeración de agua de mar, los sistemas de aire comprimido y los sistemas de suministro de combustible líquido para los grupos electrógenos de emergencia del SREN;
- .3 los circuitos de refrigeración de agua de mar que realicen las funciones de seguridad exigidas para satisfacer el criterio B; y
- .4 los sistemas que no son sistemas de seguridad pero cuyo fallo provocaría una emisión inaceptable de materias radiactivas gaseosas que iría al medio ambiente y que normalmente habría que retener el tiempo necesario para lograr su desintegración. Ejemplos de tales sistemas son los de tratamiento de desechos y los circuitos de depuración del fluido del sistema de reposición.

2.2.5 La clase de seguridad 4 (CS-4) se aplica a los elementos de equipo siguientes:

- .1 los sistemas secundarios de vapor y de agua de alimentación que forman parte del sistema de extracción de calor y que están situados fuera de la estructura de contención, más allá de la segunda válvula de aislamiento, a condición de que se disponga de un segundo sistema, independiente, para la transferencia de calor a un sumidero último;
- .2 las turbinas y los condensadores, incluidos los turbogeneradores alimentados por el reactor, a los que no se apliquen las CS-1, 2 ó 3, cuando se precise que actúen como sumideros de calor;
- .3 la estructura del recinto de seguridad, la estructura anticolidión y la estructura situada en la zona del reactor, salvo cuando pertenezcan a la CS-3;
- .4 otros elementos de equipo del buque cuyo fallo pueda ocasionar directamente una CUI 2;
- .5 los componentes del SNGV que no pertenezcan a las clases CS-1, 2 ó 3.

2.2.6 La asignación de una clase de seguridad se efectuará considerando un caso tras otro mediante la evaluación de los sistemas de que se trate y habrá de figurar en el Expediente de seguridad y ser aprobada por la Administración.

2.2.7 Dentro de cada clase de seguridad habrá que asignar a cada sistema o componente una clase de proyecto apropiada que irá de la CP-1 a la CP-4. Cada clase de proyecto define las normas concretas de proyecto, de fabricación y de garantía de la calidad que guardan proporción con las consecuencias del fallo del sistema o del componente en la seguridad del buque.

2.2.8 La clase de proyecto 1 (CP-1) exige que se apliquen las normas más rigurosas de proyecto y de garantía de la calidad, y especialmente que se tengan en cuenta las disposiciones siguientes:

- .1 por lo que hace a los componentes de retención de presión, las exigencias del proyecto deberán basarse en las siguientes consideraciones:
  - .1.1 condiciones de carga, con inclusión de:
    - .1.1.1 cargas de presión permanentes;
    - .1.1.2 variaciones transitorias de presión durante la maniobra, la parada o el arranque;
    - .1.1.3 fluctuaciones de presión debidas a las fuerzas de inercia resultantes de los movimientos extremos del buque en todos los estados de la mar considerados para el proyecto (véase 2.3);
    - .1.1.4 cargas térmicas permanentes y transitorias;
    - .1.1.5 fuerzas dinámicas debidas a accidentes con pérdida de refrigerante, que actúan sobre la barrera de presión del circuito primario, sus elementos internos y su estructura de soporte;
    - .1.1.6 fuerzas dinámicas debidas a sacudidas de tuberías o a una rotura transversal de tubería por esfuerzos cortantes;
    - .1.1.7 fuerzas dinámicas debidas a cualquier otro accidente hipotético correspondiente a las CUI 3 ó 4;
    - .1.1.8 efectos de las vibraciones provocadas por el buque;
    - .1.1.9 fuerzas de inercia resultantes de los movimientos del buque en mar encrespada, de acuerdo con lo indicado en el cuadro 2.1 para la CS-1;
    - .1.1.10 funcionamiento continuo mientras el buque experimenta una escora de hasta 30° en condiciones estáticas, o está sometido a ángulos de balance de hasta 45°, presenta un asiento de hasta 10° hacia proa o hacia popa, o está sometido a una combinación cualquiera de ángulos comprendidos dentro de esos límites. Estos ángulos podrán reducirse si se demuestra de un modo que la Administración juzgue satisfactorio que el buque no experimenta tales inclinaciones, en cuyo caso la reducción permitida habrá de constar en el Expediente de seguridad;
    - .1.1.11 garantía de que su integridad se mantiene en todos los ángulos de inclinación;
  - .1.2 análisis detallado de esfuerzos para detectar las flexiones locales y los esfuerzos locales máximos en las condiciones de carga a que se hace referencia en .1.1 *supra*;
  - .1.3 análisis de respuestas a las cargas dinámicas provocadas por una mar encrespada, la rotura accidental de una tubería, el efecto de válvulas de cierre rápido, y la vibración forzada originada en el propio buque;
  - .1.4 a fines de aplicación de .1.3 *supra*, se tomarán como hipótesis coeficientes de amortiguamiento relativamente bajos y, en los casos en que se pueda demostrar de un modo que la Administración juzgue satisfactorio que no cabe que se produzcan efectos de resonancia considerables, podrá no exigirse el análisis de respuestas a las vibraciones del buque;

- .1.5 análisis detallado del comportamiento por lo que respecta a la rotura frágil y a la rotura dúctil, evaluación de la fatiga y propagación de las grietas, y evaluación de los límites aceptables respecto de defectos; en los análisis habrá que tener en cuenta los efectos de la radiación;
- .1.6 en la selección de materias:
  - .1.6.1 resistencia y ductilidad suficientemente elevadas;
  - .1.6.2 valores comprobados de resiliencia;
  - .1.6.3 conocimiento fundamentado del régimen de aumento de las fisuras; y
- .1.7 pruebas minuciosas de las materias con objeto de determinar las propiedades mencionadas en .1.6 *supra* y supervisión de las pruebas importantes, realizada por un inspector técnico que tenga la necesaria competencia;
- .2 las envolventes de retención de presión y los componentes de las bombas y de los motores que estén sometidos a grandes esfuerzos (es decir, aquellos en que el esfuerzo principal tienda hacia el valor máximo admisible) deberán poder ser objeto de pruebas no destructivas, ni restringidas en modo alguno en el curso de los reconocimientos periódicos destinados a detectar y vigilar los defectos y las fisuras superficiales y penetrantes que tengan;
- .3 las envolventes de retención de presión:
  - .3.1 estarán soldadas con soldaduras de penetración total;
  - .3.2 contarán con estructuras de soporte, toberas y tuberías verticales que sean partes integrantes de la envolvente;
  - .3.3 contarán con un refuerzo de las aberturas y bridas que sea suficiente para resistir los esfuerzos previstos en el proyecto; y
  - .3.4 estarán generalmente proyectadas y construidas según procedimientos acreditados y serán de la mejor calidad; y
- .4 los componentes de la CP-1 que no sean componentes de retención de presión, se proyectarán y construirán de un modo que la Administración juzgue satisfactorio, si no han de ajustarse a otras normas, y serán de una calidad acorde con la importancia que tengan para la seguridad.

2.2.9 Los componentes de la clase de proyecto 2 (CP-2) tendrán que satisfacer normas rigurosas de proyecto y de garantía de la calidad, comprendidas las disposiciones que figuran en los párrafos siguientes:

- .1 las cargas impuestas a las estructuras de retención de presión y a sus soportes, y a los componentes de máquinas cuyo esfuerzo principal tienda hacia el valor de esfuerzo máximo admisible, comprenderán la suma de los efectos estáticos y dinámicos debidos a variables de proceso y a los movimientos del buque en mar encrespada. Como mínimo habrá que imponer aceleraciones normales complementadas con coeficientes de carga, de modo que haya margen para incluir otros efectos dinámicos;
- .2 el análisis de esfuerzos, cuando sea necesario, se ajustará a las reglas y normas pertinentes. Normalmente, los escantillones tendrán que cumplir con las

prescripciones de la Administración o de una organización debidamente reconocida por aquélla. Se analizará el comportamiento de las tuberías a las cargas térmicas ocasionadas por temperaturas superiores a 120°C, así como su reacción estática a la presión, utilizando coeficientes de carga dinámica al examinar las cargas de inercia resultantes del peso muerto y de los movimientos del buque. Las tuberías de diámetro pequeño habrán de satisfacer las prescripciones de la Administración;

- .3 no será necesario efectuar el análisis de la respuesta de los sistemas de tuberías más que cuando se excedan los límites de temperatura superiores o inferiores fijados en los códigos o en las normas pertinentes, o en los casos en que condiciones de accidente especiales exijan una probada seguridad funcional del componente;
- .4 la elección de las materias, las pruebas de éstas y los reconocimientos se ajustarán a las prescripciones que la Administración o una organización debidamente autorizada por aquélla aplique a las calderas y a los recipientes de presión de primera calidad;
- .5 los procedimientos de proyecto y de construcción se ajustarán a la experiencia general adquirida en el proyecto de recipientes de presión y de tuberías para buques, satisfaciendo las prescripciones relativas a las tuberías de vapor a temperatura elevada establecidas por la Administración o por una organización debidamente autorizada por aquélla; y
- .6 la envolvente de retención de presión de la estructura de contención se proyectará de modo que resista:
  - .6.1 las variaciones de presión y de temperatura resultantes de un accidente con pérdida de refrigerante combinadas con los esfuerzos originados por los movimientos del buque en mar encrespada, según se indica en el cuadro 2.1 para la CS-2; y
  - .6.2 las diferencias de presión que se producirían en el curso del hundimiento del buque y las que se producirían durante la inundación ulterior de la estructura de contención, a una temperatura del agua de 4°C.

2.2.10 Los componentes de la clase de proyecto 3 (CP-3) tendrán que satisfacer las normas de proyecto que se utilizan para las calderas y las tuberías de vapor del buque, según las prescripciones de la Administración o de una organización debidamente autorizada por aquélla.

2.2.11 Los componentes de la clase de proyecto 4 (CP-4) tendrán que satisfacer normas internacionales y nacionales aplicables al proyecto, la construcción y las pruebas, habida cuenta de las fuerzas de inercia que actúan sobre tales componentes.

2.2.12 La asignación de una clase de proyecto se efectuará considerando un caso tras otro mediante la evaluación de los sistemas de que se trate y habrá de ser aprobada por la Administración.

2.2.13 La ordenación numérica de las clases de proyecto no corresponde necesariamente a la de las clases de seguridad.

### 2.3 Condiciones ambientales

2.3.1 En el análisis del efecto que un buque nuclear pueda tener en los puertos de los que haga uso, habrá que considerar las condiciones meteorológicas locales, así como la densidad de población y los factores de utilización del suelo. Los resultados del análisis deberán constar en el Expediente de seguridad.

2.3.2 En armonía con lo exigido por las diversas CUI, en el proyecto del buque y de su IPN habrá que tener en cuenta los efectos de fenómenos naturales tales como estados de la mar anormales, tornados, tsunamis, huracanes, vientos, nieve y hielo, a los que pueda tener que hacer frente el buque mientras presta servicio.

2.3.3 Las fuerzas de inercia que actúan sobre el buque en mar encrespada se analizarán en relación con las clases de seguridad. En este análisis se examinarán los movimientos del buque con seis grados de libertad, utilizando el espectro de olas correspondiente a la zona de operaciones prevista. Cuando no se disponga de tales datos sobre las olas, cabrá efectuar un análisis distinto que la Administración estime aceptable.\*

2.3.4 Los componentes y las estructuras pertenecientes a la CS-1 deberán poder resistir las fuerzas de inercia máximas calculadas. Los de las CS-2 a 4 habrán de poder resistir una parte de las fuerzas de inercia máximas, de acuerdo con lo que se indica en el cuadro 2.1, en consonancia con sus funciones de seguridad.

2.3.5 A título de orientación, el examen de las fuerzas de inercia que actúan sobre el buque en mar encrespada podrá basarse en datos relativos a las condiciones que se dan en el Atlántico Norte en ese estado de la mar, suponiendo que, durante los periodos que se indican en el cuadro 2.1, el buque hace frente a una mar encrespada que actúa sobre él con una frecuencia de olas igual en todos los sentidos, para cualquier clase de seguridad prescrita.

**CUADRO 2.1\***  
**NUMERO SUPUESTO DE DIAS EN MAR ENCRESPADA,**  
**EN EL ATLANTICO NORTE**

Clase de seguridad o estructura	Número de días
Clase de seguridad 1	15 000
Clase de seguridad 2 y 3	1 500
Clase de seguridad 4, casco, equipo y máquinas a los que no sean aplicables normas internacionales ni nacionales	150

2.3.6 La Administración podrá establecer prescripciones menos rigurosas por lo que respecta a la mar encrespada considerada en el proyecto, en el caso de buques especiales que sólo operen en zonas restringidas. Las limitaciones de zona se indicarán claramente en el certificado del buque y en el Expediente de seguridad del mismo, junto con los límites utilizados en el proyecto en relación con las condiciones climáticas, las aceleraciones y los movimientos del buque en mar encrespada durante situaciones transitorias y mientras se desempeñen funciones de seguridad.

\* Véase el Apéndice 2.

2.3.7 Se tomarán en consideración en el proyecto las sacudidas debidas a los impactos a que estarán sometidos los componentes de la instalación del reactor en el caso de accidentes tales como choque/abordaje, encalladura o explosión.

2.3.8 Se tendrán en cuenta los movimientos del buque en mar encrespada al evaluar la estabilidad del mando del reactor y el comportamiento dinámico del reactor, suponiendo tanto una mar encrespada de características medias como una mar encrespada extrema.

2.3.9 Los componentes que intervienen en la protección del reactor y los sistemas de seguridad cuyo funcionamiento sea esencial tendrán que proyectarse de modo que resistan sin ningún esfuerzo excesivo y sin defectos de funcionamiento las inclinaciones constantes o dinámicas evaluadas, partiendo de la hipótesis de que dos compartimientos contiguos cualesquiera estén inundados pero con el buque aún a flote en mar encrespada.

2.3.10 Los sistemas de seguridad del reactor y los que le suministran energía se proyectarán de modo que puedan operar sin defectos de funcionamiento mientras el buque experimenta una escora de hasta  $30^\circ$  en condiciones estáticas, o está sometido a ángulos de balanceo de hasta  $45^\circ$ , o presenta un asiento de hasta  $10^\circ$  hacia proa o hacia popa, o está sometido a una combinación cualquiera de ángulos comprendidos dentro de esos límites. Un solo movimiento que no exceda de  $45^\circ$  a una banda no habrá de originar defectos de funcionamiento ni esfuerzos excesivos aun cuando se produzca durante una operación de parada de emergencia o un excursión de potencia del reactor. Los citados ángulos podrán reducirse si se demuestra de un modo que la Administración juzgue satisfactorio que el buque no experimenta tales inclinaciones, en cuyo caso la reducción permitida habrá de constar en el Expediente de seguridad.

2.3.11 Respecto del funcionamiento del equipo y de las máquinas no comprendidos en 2.3.10 se aplicarán las prescripciones de la Regla 2 f) de la resolución A.325(IX).

2.3.12 Respecto del proyecto de los sistemas de climatización correspondientes a las zonas controladas y del equipo electrónico de los sistemas de seguridad, se supondrán valores extremos de humedad relativa.

2.3.13 En el proyecto se considerarán los efectos de los vapores de aceite procedentes de las máquinas, los del polvo que pueda desprender la carga, los del humo que originaría un incendio y los de los gases tóxicos emanados de la carga o del medio ambiente.

2.3.14 Se considerarán los efectos de las vibraciones ocasionadas por las hélices y las máquinas y, si es necesario, se les tendrá en cuenta en el proyecto y en las pruebas de los dispositivos de monitorización y de los sistemas y componentes del equipo de mando.

## **2.4 Criterios de proyecto relativos a la instalación propulsora nuclear**

2.4.1 La IPN se proyectará de modo que pueda funcionar satisfactoriamente en el curso de la navegación, habida cuenta de las condiciones ambientales que se indican en 2.3. La IPN responderá a un proyecto que limite los esfuerzos mecánicos y cíclicos ocasionados por las vibraciones, las sacudidas y las condiciones de accidente.

2.4.2 El funcionamiento del SNGV en cualquiera de las condiciones de utilización de la instalación (CUI) indicadas en 2.5 estará sometido a las restricciones siguientes:

- .1 al reactor podrá funcionar y no cabrá que se produzcan paradas automáticas a raíz de cualquiera de las CUI 1;

- .2 las CUI 2 permitirán volver a poner en marcha el reactor a un régimen de potencia reducida y en un tiempo razonable, sin que la seguridad disminuya y sin que cese la propulsión en condiciones de seguridad;
- .3 las CUI 3 pueden hacer necesario parar el reactor;
- .4 las CUI 4 no originarán, como condiciones límite, riesgos inaceptables para el público en general o el medio ambiente, ni harán que se excedan los límites de emisión de la radiación indicados en 6.6.1; y
- .5 las dosis de radiación a que, a causa de las CUI 1, 2 ó 3, estén sometidos el público en general y las personas que pueda haber a bordo, se mantendrán al valor más bajo que razonablemente quepa alcanzar y desde luego dentro de los límites apropiados recomendados por la CIPR.

2.4.3 La respuesta de la IPN se producirá tan rápidamente al menos como en el caso de una instalación de turbina de vapor ordinaria de dimensiones y potencia análogas. Se podrá asimismo poner en funcionamiento la IPN partiendo de una condición de buque apagado, sin ayuda exterior.

2.4.4 La potencia para ciar y la velocidad de cambio de régimen de los generadores de vapor y de las turbinas se analizarán a fin de probar que el buque tiene una distancia de parada de emergencia razonablemente corta.

2.4.5 Los sistemas de la IPN de las CS-1 a 4 se proyectarán y se construirán con miras a poder comprobar adecuadamente su estado y sus funciones. Cuando estén sometidos a cargas mecánicas, térmicas o de presión, también su resistencia tendrá que ser objeto de pruebas.

2.4.6 Habrá que poder efectuar pruebas de funcionamiento del SREN, del sistema de protección del reactor y de los sistemas de extracción del calor residual. Las pruebas efectuadas con el reactor funcionando y con el circuito primario sometido a presión no interrumpirán las funciones de seguridad ni harán que el grado de redundancia de ningún sistema descienda por debajo del mínimo requerido ni entorpecerán el funcionamiento necesario del sistema.

## 2.5 Condiciones de utilización de la instalación

2.5.1 Según se indica en el cuadro 1.1, las CUI se dividen en 4 clases de acuerdo con sus respectivas frecuencias y consecuencias. Esta clasificación de los acaecimientos en las CUI se considerará como de carácter preceptivo. Por consiguiente, en el Expediente de seguridad se deberá demostrar por medio de datos objetivos que la frecuencia y las consecuencias de cualquier acaecimiento no serán mayores que las correspondientes a la clase a que el acaecimiento haya sido adscrito. Tal vez las diferencias que haya entre el proyecto del buque y el de la IPN, y entre la frecuencia y las consecuencias, impongan que a una determinada situación se le asigne una clase de CUI distinta de la que se da como orientación en la presente sección. Por lo que respecta a las CUI 4, el proyectista tendrá que justificar con pruebas la gravedad del accidente de que se trate. Algunos accidentes pueden ser más graves que las situaciones de las CUI 4 a las cuales se apliquen los límites de dosis fijados en el Capítulo 6, y para estos casos no se da ninguna orientación en el presente Código.

2.5.2 Las CUI 1 comprenden situaciones frecuentes normales, previstas o no, tales como:

- .1 puesta en marcha,
- .2 funcionamiento en régimen de espera o en puerto, a baja potencia;
- .3 funcionamiento en régimen normal de potencia;
- .4 pruebas;
- .5 operaciones normales de inspección y de mantenimiento;
- .6 maniobras del buque;
- .7 tiempo tormentoso con mucha mar;
- .8 manipulación de la carga;
- .9 inyección de agua fría con los sistemas de reposición o de alimentación, según proceda;
- .10 funcionamiento en régimen de sobrepotencia en la medida en que se haya considerado esto en el proyecto y en las especificaciones relativas al funcionamiento;
- .11 parada.

2.5.3 Las CUI 2 comprenden situaciones imprevistas poco frecuentes que se dan durante el funcionamiento normal, y procedimientos especiales y previstos que procede seguir en condiciones de funcionamiento anormales tales como:

- .1 fallo o funcionamiento defectuoso de un componente activo que puede ocasionar una reducción temporal de la potencia o de la maniobrabilidad del buque, como, por ejemplo:
  - .1.1 disparo de electrogenerador;
  - .1.2 disparo de turbina;
  - .1.3 parada de condensador;
  - .1.4 cierre del refrigerador por agua de mar;
  - .1.5 corte en el suministro del agua de alimentación;
  - .1.6 cierre de las válvulas principales de vapor; o
  - .1.7 fallo del sistema eléctrico principal, del aparato de gobierno o del equipo de fondeo;
- .2 puesta en marcha inadvertida de la bomba del refrigerante o de la del agua de alimentación;
- .3 inyección de agua fría después de un fallo;
- .4 error de operador;
- .5 fallo de un solo componente del sistema de protección del reactor o de otro sistema de seguridad;
- .6 funcionamiento inadvertido de las válvulas de alivio o del sistema de protección contra sobrepresiones;

- .7 disparo de una bomba primaria de refrigerante;
- .8 fallo de una bomba de refrigeración del condensador principal;
- .9 error en la extracción de las barras de mando;
- .10 fallo de un componente de mando tal como un regulador de turbina, de agua de alimentación, de caudal, etc.;
- .11 fallo de un recalentador;
- .12 pequeña fuga del sistema de refrigeración del reactor que exige la parada temporal del reactor;
- .13 descarga procedente del circuito secundario; o
- 14 pérdida temporal de energía eléctrica del sistema principal

2.5.4 Las CUI 3 comprenden situaciones imprevistas de escasa probabilidad tales como:

- .1 fugas de sustancias radiactivas a través de la barrera de presión del circuito primario que no ocasionan despresionización del circuito primario, pero que exigen la aplicación de funciones de seguridad tales como el aislamiento de la estructura de contención, la refrigeración de emergencia del núcleo y la parada del reactor;
- .2 fugas considerables de sustancias radiactivas a raíz de un fallo en el sistema de manipulación y almacenamiento de desechos radiactivos;
- .3 fugas de refrigerante primario con penetración en el circuito secundario, que hacen necesaria la parada del reactor;
- .4 fallo de los mandos de accionamiento de las barras de mando;
- .5 atascamiento de una barra de mando;
- .6 fallo en la circulación forzada del refrigerante primario;
- .7 fallo en el suministro secundario del agua de alimentación;
- .8 descarga procedente del circuito primario;
- .9 fallo en el suministro de refrigerante con ocasión de una entrada en dique seco;
- .10 varada sin pérdida total de la función del sumidero de calor, suponiendo que el buque siga intacto;
- .11 choque/abordaje seguido de inundación de dos compartimentos estancos contiguos cualquiera;
- .12 incendio o explosión que no ocasionen daños considerables el compartimiento del reactor;
- .13 incendio en espacios de máquinas o de servicio; o
- .14 condiciones meteorológicas de escasa probabilidad en zonas de operaciones previstas.

2.5.5 Se estima que las CUI 4a corresponden a situaciones de probabilidad sumamente escasa, para hacer frente a las cuales el buque dispone de algunas fuentes de energía; cabe mencionar entre tales situaciones:

- .1 accidente con pérdida de refrigerante;
- .2 reducción de la integridad en el almacenamiento de desechos;
- .3 varada, suponiendo una pérdida intermitente de la función del sumidero de calor y una inclinación del buque, pero conservándose éste esencialmente intacto;
- .4 condiciones meteorológicas de probabilidad sumamente escasa;
- .5 eyección de las barras de mando, si no existen medios preventivos mecánicos;
- .6 encalladura que produzca averías localizadas en toda la altura del doble fondo o bien en una parte considerable de la eslora del buque; o
- .7 choque/abordaje con incendio y/o explosión a bordo o en el buque que choca o recibe un impacto, o en las inmediaciones.

2.5.6 Las CUI 4b comprenden situaciones de probabilidad sumamente escasa pero que irían acompañadas de la pérdida total de todas las fuentes de energía; cabe mencionar entre tales situaciones:

- .1 zozobra, si la Administración estima necesario considerar este evento con arreglo a 2.7.2; o
- .2 hundimiento en aguas profundas, o en aguas poco profundas no estando el equipo electrogenerador de emergencia en condiciones de funcionar.

## 2.6 Condiciones generales que rigen los análisis de accidentes

2.6.1 Se llevarán a cabo análisis de accidentes respecto de las CUI que se indican a continuación y de toda otra hipótesis de accidente exigida por la Administración. Las principales hipótesis consideradas y los resultados obtenidos se consignarán en el Expendiente de seguridad y habrán sido tenidas en cuenta en el proyecto del buque y de su IPN.

2.6.2 Los análisis de accidentes habrán de ser aprobados por la autoridad competente y comprenderán, por lo menos:

- .1 las hipótesis admitidas respecto de los eventos iniciadores, las condiciones existentes al comienzo de la situación de accidente y las medidas correctivas que se hayan considerado ineficaces, si las hay;
- .2 una descripción de las contramedidas eficaces, incluidos detalles de los sistemas y componentes puestos en funcionamiento por el sistema de protección del reactor, y de cualesquiera otras medidas aplicadas por el personal encargado del equipo;
- .3 una descripción resumida del método utilizado para el análisis, incluidos la información sobre experimentos efectuados, las pruebas prácticas con modelos, los procedimientos matemáticos y los programas de ordenador utilizados;
- .4 las hipótesis y las bases teóricas utilizadas para el cálculo de las consecuencias radiológicas (por ejemplo, actividad emitida por elementos combustibles,

- actividad específica del refrigerante primario, coeficientes de sedimentación, eficacia de los filtros, regímenes de fugas, factores de dispersión y factores de dosis);
- .5 los parámetros utilizados para el cálculo de los factores de dispersión (por ejemplo, altura de la fuente y condiciones meteorológicas reinantes);
  - .6 una descripción de la evolución prevista del accidente hipotético, incluida la presentación analítica de sus consecuencias radiológicas y de otra índole; y
  - .7 las disposiciones tomadas para impedir fallos de modo común en los sistemas de seguridad.

2.6.3 Las hipótesis relativas a la iniciación de los accidentes y a la secuencia de los eventos tendrán que basarse en los principios siguientes:

- .1 los sistemas de extracción de calor residual utilizables en el caso de acaecimientos operacionales previsibles y después de un ACPR, el sistema de extracción del calor de la estructura de contención, la alimentación de emergencia del SREN, el sistema de protección del reactor y todo sistema de seguridad del reactor junto con sus sistemas auxiliares, seguirán desempeñando sus funciones ante un fallo único cualquiera, hipotético o real;\*
- .2 en el análisis de un sistema de seguridad determinado habrá que suponer por turno el fallo de cada uno de los componentes, en general relacionándolo con el evento iniciador. Se tendrá asimismo en cuenta la posibilidad de un error de operador que ocasione el funcionamiento defectuoso de un componente o de un sistema, actuando ya como evento iniciador, ya en vez de fallo hipotético de un componente;
- .3 no se supondrá que los subsistemas de seguridad redundantes que no satisfagan el criterio de fallo único cuando uno de ellos esté siendo reparado pueden ser utilizados en el supuesto de que se produzca un fallo único, si el Manual de instrucciones permite la reparación de tales subsistemas mientras al reactor esté funcionando;
- .4 los dispositivos de protección habrán de ponerse en funcionamiento automáticamente al producirse un accidente del reactor. Cuando sea necesaria la intervención del operador, habrá que suponer que ésta no se produce hasta 30 minutos después de que haya ocurrido el evento iniciador, y tal intervención no impedirá el buen funcionamiento de los sistemas de protección. También habrá que demostrar que, en la medida de lo posible, se mantiene la seguridad del SNGV, dado que no haya tripulación disponible; y
- .5 en los análisis de accidentes se dejará un margen de seguridad adecuado cuando no quepa predecir con certeza los resultados de los eventos estudiados.

2.6.4 En la evaluación de las consecuencias de los accidentes habrá que examinar también los aspectos a largo plazo y tenerlos en cuenta en el proyecto. Entre esos aspectos deberán figurar:

- .1 la ejecución ininterrumpida de las funciones de seguridad;
- .2 las averías de carácter progresivo; y
- .3 el almacenamiento de combustible fósil y el suministro de éste.

---

\* Véase el Apéndice 6.

## 2.7 Evaluación de las situaciones de accidente del buque

2.7.1 No obstante la protección que contra la encalladura y el choque/abordaje de lo dispuesto en el Capítulo 3, para analizar determinados accidentes del buque se adoptarán los principios siguientes:

- .1 El buque sufre la avería máxima supuesta en 3.4.3, a consecuencia de un choque/abordaje o de una encalladura. Se supondrá que el equipo sujeto a avería por perforación y el que se encuentra en los compartimientos inundados no está en condiciones de funcionar. Cabrá suponer que el equipo especialmente proyectado y aprobado para ser utilizado en caso de inundación funciona, a condición de que se pueda demostrar que su fuente de energía sigue siendo utilizable.
- .2 Se supondrá que el buque se ha hundido, con el reactor parado, en aguas de una profundidad igual al puntal del buque medido hasta la cubierta continua más alta, y que el recinto de seguridad y la estructura de contención no están inundados, salvo cuando se hayan provisto medios especiales para inundar esos espacios a esa profundidad. Los dispositivos de igualación de la presión hidrostática instalados en la estructura de contención podrán no funcionar y el buque podrá quedar inmovilizado formando un ángulo que se determinará para cada caso mediante un análisis apropiado, aprobado por la Administración.
- .3 El hundimiento en aguas profundas tendrá que considerarse como un accidente base de proyecto y, como mínimo, tendrán que satisfacerse los criterios A y C expuestos en 2.1.1. La contención de la radiactividad se mantendrá eficazmente durante un periodo lo suficientemente prolongado como para impedir que haya ninguna emisión importante, mediante:
  - .3.1 el mantenimiento, alrededor de las fuentes altamente radiactivas, de por lo menos una barrera estructural de consistencia considerable y dotada en grado suficiente de estanquidad y resistencia a la corrosión; y
  - .3.2 el mantenimiento de una configuración geométrica del núcleo susceptible de ser refrigerada aun cuando el núcleo haya sufrido daños;
- .4 En cuanto a las fases transitorias del hundimiento del buque habrá que tener presentes las disposiciones siguientes:
  - .4.1 las hipótesis correspondientes al comportamiento del buque durante el hundimiento tendrán que ser realistas por lo que hace al aspecto físico y habrá que dejar un margen de error prudencial en los cálculos relativos a la velocidad de hundimiento; al respecto, en el Apéndice 1 se ofrece como posible un modelo matemático;
  - .4.2 cabrá suponer que el reactor está parado antes de que se hunda el buque, pero no totalmente despresionizado;
  - .4.3 la radiactividad emitida por el buque naufragado se evaluará suponiendo que un dispositivo de igualación de la presión instalado en la estructura de contención no ha quedado completamente estanco tras haber realizado su función y que seguirá en ese estado indefinidamente; y
- .5 Las cargas debidas a las sacudidas que en sentido horizontal imponen los choques/abordajes y las encalladuras, se determinarán mediante un análisis cuyas conclusiones se tendrán en cuenta en el proyecto.

2.7.2 La zozobra se considerará como accidente base de proyecto, salvo cuando pueda demostrarse de modo que la Administración juzgue satisfactorio que la probabilidad de ese acaecimiento no llega a ser ni sumamente escasa, en el sentido que a esa expresión se da en 1.4.3, por lo que hace al buque en estado intacto o averiado o que esté siendo cargado. Tendrá que analizarse el método que, cuando el buque haya zozobrado, se seguirá para transferir el calor del núcleo del reactor al mar, y los resultados de este análisis se consignarán en el Expediente de seguridad.

2.7.3 Se analizará el supuesto de varada del buque y es ese análisis habrá que considerar:

- .1 la interrupción del suministro de agua de mar destinada a la refrigeración y recibida por las tomas de agua de mar laterales y del fondo;
- .2 la varada en aguas sometidas a mareas con interrupción intermitente total del suministro de agua de mar destinada a la refrigeración;
- .3 la determinación de las inclinaciones del buque varado, de un modo que la Administración juzgue satisfactorio.

2.7.4 El análisis de los incendios y las explosiones que puedan producirse a bordo se efectuará de conformidad con los párrafos siguientes:

- .1 podrá suponerse que el incendio tiene un solo origen y que se produce en uno cualquiera de los compartimientos que contienen sustancias inflamables;
- .2 el análisis tendrá que demostrar que las estructuras contra incendios y los sistemas de detección y extinción de incendios son suficientes para garantizar que los sistemas de seguridad del reactor y el equipo están adecuadamente protegidos;
- .3 si es posible que la carga del buque deflagre o explote en una bodega, un contenedor o un tanque, habrá que analizar los efectos de tal acaecimiento y los resultados del análisis deberán demostrar que la seguridad del reactor no disminuirá; y
- .4 habrá que analizar los casos de choque/abordaje seguido de incendio y/o explosión y examinar las consecuencias que puedan tener para la seguridad nuclear los incendios de larga duración.

2.7.5 A fines de seguridad del reactor, se analizarán los efectos de los cascos proyectados por la explosión de motores rotativos o de pistón, las sacudidas de las tuberías u otras causas.

2.7.6 En la medida de lo posible se analizarán minuciosamente los efectos de las ondas de presión originadas por las explosiones, dentro del buque y en las inmediaciones de éste, a fin de demostrar que la estructura del casco protege adecuadamente las fuentes radiactivas. En esta evaluación habrá que tener en cuenta la reacción hidroelástica del buque contra dichas ondas de presión. Se deberá sentar una hipótesis típica de explosión y analizar los efectos respecto de la seguridad del reactor.

2.7.7 No será necesario considerar en la fase de proyecto del buque ninguna protección específica contra la posibilidad de que se estrellen aeronaves, salvo cuando exista el propósito de utilizar aeronaves, tales como helicópteros, cuya base sea el buque. Los análisis de los accidentes de este tipo sufridos por helicópteros habrán de garantizar que ni dichos accidentes ni los incendios producidos a raíz de los mismos harán que disminuya la protección contra las radiaciones.

2.7.8 Se analizarán los efectos del humo y de los gases tóxicos procedentes de fuentes situadas dentro o fuera del buque para establecer que la seguridad en la utilización del buque o del reactor no disminuirá peligrosamente. Se proveerán medios que impidan la penetración del humo y de los gases tóxicos en los puestos de mando del buque.

2.7.9 Tendrán que evaluarse las consecuencias que para la utilización sin riesgos del buque y del reactor pueden tener las condiciones ambientales extremas, tales como las correspondientes a tornados y huracanes.

2.7.10 La Administración se cerciorará de que en la fase de proyecto se toman adecuadas medidas precautorias para proteger al buque de actos malintencionados, comprendidos el sabotaje, el robo de material radiactivo, el secuestro y otros actos delictivos que menoscaben la seguridad nuclear a que se hace referencia en 3.10.

## 2.8 Evaluación de accidentes relativos a la IPN

2.8.1 Las situaciones de accidente relativas a la IPN que constituyen un riesgo para las personas que pueda haber a bordo, el público en general o el medio ambiente, habrán de quedar comprendidas en un grupo de CUI apropiado. El máximo accidente base de proyecto es el que crea los mayores riesgos radiológicos para las personas y el medio ambiente y, en general, es el accidente provocado por la rotura de una tubería de la barrera de presión del circuito primario.

2.8.2 Los fallos del reactor, de las máquinas o del equipo que puedan crear una situación de CUI 2 a 4 tendrán que analizarse de conformidad con lo dispuesto en 2.6. En particular se analizarán los eventos siguientes y los resultados de los análisis se consignarán en el Expediente de seguridad:

- .1 extracción de una barra de mando cualquiera o de un grupo de barras de mando accionadas por un mecanismo común o por un mando común, a partir de cualquier posición de arranque, incluidas las de arranque en caliente y en frío, y en cualquier estado crítico o subcrítico del núcleo del reactor, sea cual fuere su nivel de potencia;
- .2 fuga del refrigerante primario por un tubo defectuoso del generador de vapor, con penetración en el sistema secundario, considerando el cierre de los conductos de vapor y de agua de alimentación después de una transferencia de radiactividad; las intensidades de dosis evaluadas en la sala de máquinas se consignarán en el Expediente de seguridad y en el Manual de instrucciones;
- .3 eyección de una barra de mando del núcleo, habida cuenta de cualesquiera condiciones de referencia desfavorables para la potencia o la distribución de potencia y/o para la inserción de radiactividad;
- .4 atascamiento de barra en cualquier punto del núcleo, en la condición más desfavorable de consunción del núcleo;
- .5 fallo de un mecanismo de barra de mando;
- .6 arranque inadvertido de una cualquiera de las bombas de circulación del refrigerante primario, o de varias, si esto es posible, a consecuencia de un fallo;
- .7 inyección de agua fría al máximo caudal posible desde el sistema de reposición, el sistema de alimentación o cualquier otra fuente existente;

- .8 aumento de presión dentro del circuito primario a consecuencia de eventos tales como el cierre de las válvulas de aislamiento de la estructura de contención, disparo de una o varias turbinas, maniobras u otras causas;
- .9 reducción accidental de la concentración de veneno neutrónico soluble en el núcleo;
- .10 fallo del sistema de mando de potencia del reactor;
- .11 reducción de la eficacia del sumidero de calor;
- .12 accidentes con pérdida de refrigerante;
- .13 fuga del refrigerante primario desde un tanque de almacenamiento o a través de juntas, válvulas o dispositivos de estanquidad del correspondiente sistema de tuberías; y
- .14 condición transitoria prevista sin que se produzca la parada de emergencia.

2.8.3 En el examen de la pérdida de la función del sumidero de calor se considerarán las posibilidades siguientes:

- .1 disparo de la turbina principal, o de una de las turbinas de un total de dos o más;
- .2 avería del condensador principal sin posibilidad de recurrir a los condensadores auxiliares de los turbogeneradores o turbobombas, salvo cuando éstos estén funcionando o en situación de reserva;
- .3 fallo de una bomba de alimentación, obstrucción de un conducto de alimentación o fallo de otra índole en el sistema de alimentación secundario; y
- .4 fallo de un circuito de termotransferencia, mientras el buque está atracado o en dique seco sin que ninguna turbina funcione.

2.8.4 Los accidentes con pérdida de refrigerante (ACPR) se analizarán con arreglo a las condiciones siguientes:

- .1 se supondrá que se ha producido una rotura en alguna de las tuberías que forman parte de la barrera de presión del circuito primario, incluyéndose aquí hasta la mayor tubería del sistema, pero excluyendo las toberas instaladas en el recipiente de presión del reactor;
- .2 el régimen de pérdida de refrigerante procedente de una supuesta rotura de tubería tendrá que corresponder al de la rotura transversal instantánea, salvo cuando pueda demostrarse de un modo que la Administración juzgue satisfactorio que existe restricción física suficiente para limitar el movimiento de los extremos rotos, o se hayan provisto otros medios para impedir la salida por ambos extremos;
- .3 el ACPR se considerará como un accidente base de proyecto, respecto del cual habrá que satisfacer las disposiciones siguientes:
  - .3.1 no se rebasarán los valores límite fijados en el proyecto de la estructura de contención del reactor y de los sistemas de contención, y en la presión de proyecto se dejará margen suficiente en relación con la presión calculada;

- .3.2 las consecuencias radiológicas tendrán que estar acordes con el Capítulo 6;
  - .3.3 el núcleo conservará una configuración geométrica que haga posible la refrigeración;
  - .3.4 los elementos combustibles habrán de poder resistir las cargas térmicas y mecánicas que se les impongan, para garantizar que el núcleo conservará su susceptibilidad de refrigeración y que el número de roturas en el encamisado del combustible resulte aceptable a la Administración;
  - .3.5 cuando haya instalados tanques de purga o tanques supresores de presión (pozos húmedos), su funcionamiento no quedará entorpecido por ninguna de las posiciones de equilibrio hidrodinámico del buque debidas a los estados de la mar y del viento supuestos en el proyecto del buque respecto de las CUI 1 y 2;
  - .4 la Administración podrá exigir que se efectúe un análisis con objeto de determinar el número de fallos producidos en las tuberías de los generadores de vapor que entrañaría una reducción considerable en el caudal de inyección para la refrigeración de emergencia del núcleo, y evaluar los efectos que esto tendría en el rendimiento del sistema de refrigeración del núcleo;
  - .5 al analizar los ACPR se tendrán en cuenta además las condiciones iniciales o límite siguientes:
    - .5.1 uno de los subsistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, falla y se supone que no puede ser puesto de nuevo en funcionamiento;
    - .5.2 un segundo subsistema de refrigeración de emergencia del núcleo afluye a las tuberías rotas y no al recipiente de presión primario;
    - .5.3 habrá que considerar asimismo la posibilidad de reparación, mantenimiento y prueba de un tercer sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, si la Administración permite el mantenimiento en servicio de los subsistemas de refrigeración de emergencia del núcleo;
    - .5.4 la puesta en funcionamiento automática de los sistemas de seguridad del reactor tendrá que permitir parar el reactor y mantenerlo en condiciones de seguridad durante 30 minutos por lo menos después de que se haya producido el evento iniciador;
    - .5.5 el proyecto será tal que un operador pueda activar los sistemas de protección y de seguridad sin poder anular el funcionamiento correcto de los sistemas automáticos;
    - .5.6 se producen reacciones químicas (reacciones en las que intervienen el hidrógeno y el circonio);
    - .5.7 sólo siguen funcionando los sistemas proyectados especialmente para cuando se produzca un ACPR.
- 2.8.5 La pérdida de vapor secundario o de agua de alimentación tras una supuesta rotura completa del conducto principal de vapor o del conducto principal de alimentación, tendrá la consideración, si es necesario, de accidente base de proyecto. En todo caso se evaluarán los efectos producidos en el reactor y se dejará constancia de ellos en el Expediente de seguridad.

2.8.6 Se examinarán en relación con los sistemas de tratamiento de desechos las consecuencias del fallo de un componente activo o de un error de utilización, y ninguno de estos acaecimientos deberá entorpecer la función de seguridad del sistema, aun en el caso de que se produzca una cualquiera de las CUI 3 ó 4.

2.8.7 Se analizarán las consecuencias de un fallo que afecte a alguno de los componentes esenciales de los sistemas de generación y distribución de energía eléctrica. La pérdida total de la fuente principal de suministro de energía eléctrica se considerará como accidente base de proyecto.

## **CAPITULO 3 – PROYECTO, CONSTRUCCION Y EQUIPO DEL BUQUE**

### **3.1 Disposición del buque**

3.1.1 El buque se dividirá en zonas clasificadas de conformidad con el Capítulo 6, sobre la base de los riesgos de radiación que real o potencialmente existan.

3.1.2 El compartimiento del reactor:

- .1 estará situado o protegido de modo que queden reducidos al mínimo los daños en caso de choque/abordaje y de encalladura, y los riesgos originados por la carga, los cascos proyectados y a otras fuentes expresamente identificadas en el análisis de seguridad; y
- .2 estará limitado a proa y a popa por coferdanes o mamparos adecuados que se extiendan desde el doble fondo hasta la cubierta de cierre y que ofrezcan suficiente protección contra incendios o explosiones exteriores.

3.1.3 Si se utilizan los coferdanes y los dobles fondos que comprenden los límites del compartimiento del reactor para transportar agua, ésta sólo podrá ser agua no potable.

3.1.4 El compartimiento del reactor se proyectará de modo que facilite el salvamento del reactor o la recuperación de sus partes esenciales dado que el buque naufrague, sin que ello menoscabe la seguridad de la instalación del reactor en servicio normal.

3.1.5 El recinto de seguridad, que constituye la cuarta barrera descrita en el Capítulo 1, rodea la estructura de contención y toda fuente importante de radiactividad relacionada con la IPN. Sus funciones son:

- .1 controlar el escape de materias radiactivas procedente de la estructura de contención, que se considera intacta, hacia las otras partes del buque y el medio ambiente, en todas las CUI;
- .2 impedir y controlar (mediante la monitorización, el retardo y el tratamiento) la emisión de materias radiactivas procedente de todas las demás fuentes de radiactividad que pueda encerrar el buque hacia las otras partes de éste y el medio ambiente; y
- .3 garantizar, cuando la segunda y la tercera barreras se abran simultáneamente para fines de utilización previstos, que entre el combustible irradiado y el medio ambiente quedará por lo menos una barrera física cuyas hermeticidad y estanquidad sean las exigidas para la seguridad nuclear.

3.1.6 El recinto de seguridad deberá confinar, para el tratamiento y la emisión controlada en el medio ambiente por medio del sistema de evacuación de efluentes gaseosos\*:

- .1 las materias radiactivas que puedan escapar de la barrera de presión del circuito primario a causa de una fuga, o por la rotura de un pequeño conducto, al exterior de la estructura de contención; y
- .2 las materias radiactivas que escapen de una estructura de contención abierta a causa de una fuga, o de recipientes de almacenamiento de desechos de alta o mediana radiactividad, situados dentro del recinto de seguridad.

3.1.7 Todos los mamparos y otros elementos límite que formen el recinto de seguridad serán herméticos, de construcción totalmente soldada y piroresistentes en la medida necesaria para satisfacer lo prescrito en 3.9.2 y 2.7.4. Los pasos para tuberías y conductos eléctricos a través del recinto de seguridad deberán tener la misma integridad por lo que respecta a hermeticidad y a piroresistencia que el recinto de seguridad.

3.1.8 El recinto de seguridad está situado en su totalidad dentro del compartimiento del reactor y de los límites estructurales proyectados para proteger a dicho recinto, junto con el equipo en él instalado, de los riesgos exteriores nacidos de la utilización marítima. En el recinto podrá haber, para acceso del personal, pasos y aberturas, los cuales tendrán que mantener la necesaria hermeticidad.

3.1.9 Los límites proel y popel del recinto de seguridad estarán dentro de los límites de los coferdanes o de otras estructuras que constituyan el compartimiento del reactor, y podrán quedar integrados en dichas estructuras.

3.1.10 Los mamparos longitudinales estancos y herméticos que formen los lados del recinto de seguridad estarán a una distancia, medida hacia el interior del buque desde el costado de éste, por lo menos igual a la correspondiente a los límites de la perforación determinada en 3.4.3.

3.1.11 La estructura de contención estará proyectada con miras a limitar la emisión de materias radiactivas. Entre las prescripciones relativas al proyecto figurarán las siguientes:

- .1 la estructura de contención estará situada en el interior del recinto de seguridad;
- .2 la barrera de presión del circuito primario estará situada en el interior de la estructura de contención;
- .3 la estructura de contención se proyectará de modo que ofrezca protección suficiente contra los daños derivados de cualquier CUI;
- .4 las perforaciones practicadas como pasos en la estructura de contención habrán de resistir las condiciones internas resultantes de cualquier CUI;
- .5 todos los conductos que atraviesen la envolvente de la estructura de contención estarán provistos de válvulas de aislamiento situadas lo más cerca posible de la envolvente; se tratará de válvulas telemandadas que funcionarán automáticamente según exija el servicio de tuberías o de troncos y cuando sea necesario para aislar automáticamente la estructura de contención;

---

\* Si se producen fugas, el sistema de evacuación de efluentes gaseosos filtra y purifica los gases antes de la descarga de éstos en el medio ambiente.

- .6 salvo para la recarga de combustible, el acceso del personal y de equipo a la estructura de contención se efectuará por medio de esclusas neumáticas, que mantendrán la integridad de hermeticidad de la estructura en todas las condiciones. La necesidad de acceso, mientras el reactor esté funcionando a presión, tendrá que reducirse al mínimo;
- .7 la purificación y la refrigeración del aire que haya dentro de la estructura de contención con objeto de mantener los valores fijados en el proyecto respecto de la humedad, la temperatura y la radiactividad correspondientes a las CUI, se obtendrán por medio de un sistema separado e independiente de climatización, del tipo de circulación en circuito cerrado o del abierto de flujo continuo;
- .8 cuando el sistema instalado sea de circulación en circuito cerrado, se proveerán medios que permitan renovar el aire del interior de la estructura de contención antes de la entrada del personal, de modo que la calidad del aire se ajuste a normas sanitarias aceptables. El sistema de renovación de aire se proyectará de manera que sólo tenga que funcionar durante breves periodos;
- .9 cuando el sistema instalado sea del tipo abierto de flujo continuo, se proveerán medios que permitan obtener rápida y automáticamente el cierre hermético de todos los conductos de aire en las condiciones en que pueda producirse una emisión anormal de materias radiactivas con penetración en la estructura de contención. Habrá que demostrar que los medios de cierre hermético funcionarán con seguridad en un tiempo adecuado para la aparición del fallo y en las condiciones reinantes en el momento del accidente;
- .10 cuando se provean medios para airear, con salida a la atmósfera, una estructura de contención después de cualquiera de las CUI previstas, se tendrá que poder controlar y monitorizar esa aireación por lo que respecta a las materias radiactivas y al hidrógeno, haciendo pasar el aire por filtros de gran eficacia para verificar que no se exceden las dosis límite;
- .11 el sistema de aireación de la estructura de contención no se utilizará como sistema supresor de presión para periodos breves, como no se utilizarán filtros de gran eficacia para emergencias salvo en casos de CUI en que se produzcan emisiones de materias radiactivas con penetración en la estructura de contención;
- .12 la eficacia que se asigne en el proyecto a los filtros de gran eficacia se consignará en el Expediente de seguridad del buque, y a bordo de éste habrá equipo de verificación de los valores de eficacia declarados;
- .13 se proveerán los medios necesarios para controlar y monitorizar los niveles de radiactividad dentro de la estructura de contención en los casos de CUI en que proceda hacerlo; y
- .14 la deformación de las estructuras del casco y del recinto de seguridad ocasionada por eventos base de proyecto no afectará a la integridad estructural ni a la estanquidad de la estructura de contención, ni provocará el pandeo de ésta ni su deformación plástica.

3.1.12 Se reducirá al mínimo el número de perforaciones practicadas como pasos en los elementos límite del compartimiento del reactor, el recinto de seguridad y la estructura de contención.

3.1.13 Se elegirá el emplazamiento de las zonas y del equipo esenciales para la seguridad del buque y del reactor teniendo en cuenta los puntos siguientes:

- .1 la disposición de tales zonas y equipo será tal que la posibilidad de que éstos sufran daños en caso de accidente interno o externo sea mínima. Los sistemas de la CS-1 y otros que contengan materias radiactivas, incluidos los desechos altamente radiactivos, cuya integridad haya de quedar protegida en caso de choque/abordaje, se instalarán hacia el interior del buque con respecto a los medios de protección contra choques/abordajes;
- .2 entre las características de distribución figurará una separación física adecuada de los sistemas y componentes redundantes que sean importantes para la utilización del buque y el funcionamiento de su IPN en condiciones de seguridad;
- .3 las máquinas de las que puedan desprenderse cascots proyectados se orientarán o blindarán de modo que se reduzcan en la mayor medida posible los efectos de dichos cascots en el equipo de seguridad del buque y del reactor;
- .4 la cámara de mando principal del reactor estará en el emplazamiento menos vulnerable (a los incendios, a los cascots proyectados por explosiones, a las sustancias tóxicas, a la radiactividad, etc.), pero lo más cerca posible del reactor y de las máquinas, a fin de reducir la longitud de las líneas de servicio;
- .5 los sistemas que, con su suministro de energía, hayan sido proyectados para desempeñar las funciones esenciales de seguridad del reactor en caso de fallo del sistema principal, podrán funcionar independientemente del sistema principal y estarán físicamente separados de éste. Siempre que sea posible, la separación se efectuará por medio de estructuras piroresistentes y estancas;
- .6 se proveerá un puesto de mando de emergencia\* separado y alejado de la cámara de mando del reactor. Desde ese puesto un operador podrá llevar el reactor a una situación de parada en caliente o de parada en frío, en condiciones de seguridad, y mantenerlo en un estado subcrítico mientras se lleva a cabo la extracción del calor residual;
- .7 el puesto de mando de emergencia podrá estar unido a fines de funcionamiento con el puente de navegación de modo que, en caso de emergencia, quepa aplicar, controlado desde dicho puente, un procedimiento de parada de emergencia; y
- .8 el blindaje se dispondrá de modo que, a continuación de las CUI 1 a 4, durante un periodo razonable pueda permanecer en los puestos de mando esenciales el personal de servicio necesario.

3.1.14 Los desagües de la cubierta de intemperie y los de los compartimientos en los que no haya materias radiactivas ni sistemas radiactivos, no atravesarán el recinto de seguridad.

## 3.2 Ventilación: disposiciones generales

3.2.1 Los sistemas de ventilación de espacios que contengan o puedan contener materias radiactivas estarán separados de otros sistemas de ventilación. Estarán separados también de todos los espacios situados fuera de la zona controlada, salvo cuando los conductos y las chimeneas estén adecuadamente provistos de blindaje y protegidos contra los accidentes externos, y sean suficientemente herméticos.

---

\* Véase 4.4.4.

3.2.2 Los sistemas de extracción de aire utilizados para los espacios que contengan o puedan contener materias radiactivas estarán sometidos a monitorización y control de la posible radiactividad, de conformidad con el Capítulo 6. El emplazamiento de los orificios de extracción se elegirá cuidadosamente para evitar la contaminación accidental de cualquier zona del buque.

3.2.3 Se proveerá lo necesario para combatir y eliminar el humo denso y las sustancias tóxicas procedentes de fuentes internas o externas que puedan ocasionar pérdida de la visibilidad, asfixia o una incapacitación cualquiera de los tripulantes, en el interior de la cámara de mando principal, el puesto de mando de emergencia o el puente de navegación, que pueda ir en detrimento de la utilización del buque en condiciones de seguridad.

3.2.4 El emplazamiento de las tomas de aire para la ventilación de todos los espacios se elegirá cuidadosamente a fin de evitar el posible retorno de los gases radiactivos expulsados.

3.2.5 Los componentes activos esenciales del sistema de ventilación y de extracción de aire habrán de ser redundantes, y se instalarán uno o varios ventiladores de reserva dispuestos de modo que se pongan en funcionamiento automáticamente si falla uno cualquiera de los ventiladores que estén prestando servicio.

3.2.6 Si el aire de ventilación afluye de un espacio a otro, ese flujo irá de zonas cuyo riesgo de contaminación atmosférica sea bajo a zonas en las que ese riesgo sea elevado.

3.2.7 En los medios de ventilación y filtración provistos para el recinto de seguridad se mantendrá una presión inferior a la atmosférica aun cuando se halle abierta una entrada.

### **3.3 Estructura**

3.3.1 Se efectuará un análisis de la resistencia longitudinal del casco del buque teniendo en cuenta el peso y las características de rigidez del compartimiento del reactor y de la estructura anticolidión.

3.3.2 El módulo de sección de la zona de las estructuras anticolidión no variará radicalmente en los extremos de dichas estructuras, y éstas se integrarán sin irregularidades en el resto del buque. Los elementos estructurales de la zona de transición tendrán unas dimensiones adecuadas y estarán proyectados de modo que transmitan el peso y los esfuerzos originados en la zona del compartimiento del reactor y en la estructura anticolidión al resto del buque. La zona de transición se extenderá cuanto sea necesario hacia proa y hacia popa del compartimiento del reactor para que haya continuidad estructural del casco. Esta continuidad estructural podría formar parte de la protección contra choques/abordajes oblicuos.

3.3.3 Se hará uso de modalidades de proyecto acreditadas, las cuales se analizarán utilizando métodos asimismo acreditados.

3.3.4 Cuando así lo exija la naturaleza del servicio del buque, se considerará la posibilidad de proteger éste contra la rotura frágil utilizando aceros especiales en los lugares determinados mediante análisis.

3.3.5 Sólo se utilizarán materiales de los que se sepa que dan un rendimiento satisfactorio en aplicaciones análogas; si no, podrá ser necesario realizar minuciosas pruebas para establecer que los materiales de que se trate tienen las propiedades deseadas.

3.3.6 La construcción se ajustará a normas de calidad como las definidas en el programa de garantía de la calidad.

3.3.7 La estructura del buque en la zona del compartimiento del reactor se proyectará y se construirá de modo que haya suficiente protección para el SNGV contra las fuerzas externas que se indican detalladamente en el Capítulo 2.

3.3.8 La base del reactor y de la estructura de contención se proyectará de modo que dé el necesario sostén en las condiciones especificadas en el Capítulo 2. Tendrá que poder retener en posición las barreras de presión del circuito primario y la estructura de contención, dada cualquier inclinación. Los soportes tendrán que resistir todos los esfuerzos térmicos. Se proveerán medios de acceso a la estructura de contención a fines de inspección y mantenimiento. Si es necesario, la estructura de la base (por ejemplo, en la zona del reactor) podrá quedar integrada en la estructura del casco. Los esfuerzos finales habrán de ser absorbidos por la estructura del casco.

3.3.9 En el proyecto de la base del recinto de seguridad y de la estructura de contención se dejará margen para la interacción que se dará entre dicha base y la estructura del casco, y se tendrán en cuenta las fuerzas de inercia, de acuerdo con su clase de seguridad.

3.3.10 En el proyecto de los soportes del blindaje de la instalación del reactor se tendrán en cuenta las fuerzas de inercia que actúan sobre dicho blindaje, según lo prescrito para las CS-2 y 3, y las fuerzas debidas a la deformación del buque.

3.3.11 Las estructuras de interfaz entre el buque y los componentes nucleares se analizarán por medio de técnicas que la Administración juzgue aceptables, considerando los efectos de inercia correspondientes a su clase de seguridad.

### 3.4 Compartimentado y estabilidad después de avería

3.4.1 El buque tendrá que cumplir con lo prescrito en 3.4.7 y 3.4.8, acerca de compartimentado y estabilidad después de avería tras haber sufrido la avería hipotética en el costado o en el fondo descrita en 3.4.3, respecto de cualquier calado de servicio correspondiente a condiciones reales de carga parcial o total que sean compatibles con el asiento y la resistencia del buque. Dicha avería se aplicará a todos los puntos posibles a lo largo de la eslora del buque. El compartimentado será por lo menos del tipo normal de dos compartimientos.

3.4.2 Lo prescrito en la presente sección regirá el calado de servicio correspondiente a cualquier condición real de carga. No obstante, ese calado no será en ningún caso superior al correspondiente al francobordo mínimo calculado de conformidad con el Convenio internacional sobre líneas de carga, 1966, o, en el caso de buques de pasaje, con el Convenio.

3.4.3 A reserva de lo dispuesto en el apartado .4 del presente párrafo y de cualquier otra consideración que la Administración pueda estimar válida, se supondrá que las dimensiones de la avería son las siguientes:

.1 En el costado:

.1.1 extensión longitudinal:

$1/3 L^{2/3}$  o bien 14,5 m,  
si este valor es menor;

- .1.2 extensión transversal: B/5 o bien 11,5 m,  
(hacia el interior del buque, desde el si este valor es menor;  
costado, perpendicularmente al eje  
longitudinal, al nivel de la línea de  
carga de verano);
- .1.3 extensión vertical: hacia arriba, sin límite  
(desde la línea de trazado de la chapa  
del forro del fondo en el eje longitu-  
dinal)
- .2 En el fondo:  
A 0,3 L de la perpendicular de proa del  
buque En cualquier otra parte del  
buque
- .2.1 extensión longitudinal:  $1/3 L^{2/3}$  o bien 14,5 m, si este  
valor es menor  $1/3 L^{2/3}$  o bien 5 m, si este  
valor es menor
- .2.2 extensión transversal: B/6 o bien 10 m, si este valor  
es menor B/6 o bien 5 m, si este valor  
es menor
- .2.3 extensión vertical:  
B/15 o bien 2,0 m, si este valor es menor, midiendo desde la línea de tra-  
zado de la chapa del forro del fondo en el eje longitudinal.
- .3 L y B, expresadas en metros, para cualquier parte del buque y para las per-  
pendiculares, son las que se definen en la Regla 3 del Convenio internacional  
sobre líneas de carga, 1966.
- .4 Cuando al lado del compartimiento del reactor o del espacio de máquinas  
propulsoras se instalen estructuras anticolidión especialmente proyectadas  
para limitar la perforación que un impacto pueda ocasionar en el buque, la  
Administración podrá aceptar, respecto de la avería sufrida en el costado,  
dimensiones inferiores a las indicadas en 3.4.3, a reserva de que se depare una  
protección equivalente contra la inundación.
- .5 Si una avería de dimensiones inferiores a las especificadas en 3.4.3 origina una  
condición de mayor gravedad, habrá que considerarla como hipótesis.
- .6 Si en la extensión de la supuesta avería hay tuberías, conductos o túneles, se  
tomarán medidas que impidan que por medio de estos elementos pueda llegar  
la inundación progresiva a compartimientos distintos de los hipotéticamente  
considerados como inundables respecto de cada caso de avería.

3.4.4 Se comprobará que se cumple con lo prescrito en 3.4.6 efectuando cálculos en los que se tomen en consideración las características de proyecto del buque y la disposición, la configuración y el contenido de los compartimientos que hayan sufrido avería, así como la distribución de la carga seca y la distribución, las densidades respectivas y el efecto de superficie libre de los líquidos que se transporten. Los calculos tendrán que basarse en las siguientes hipótesis.

Espacios	Permeabilidad
Asignados a carga	Valor obtenido mediante cálculo* pero que en ningún caso será inferior a 60
Asignados a pertrechos	60
Ocupados como alojamientos	95
Ocupados por maquinaria	85
Destinados a espacios perdidos	95
Destinados a líquidos	0 a 95**

\* Se calculará con precisión la permeabilidad media de los espacios de carga teniendo en cuenta las permeabilidades respectivas de las cargas destinadas a ser transportadas en el espacio de que se trate. Se supondrá que los portacontenedores y los vehículos de carga no son estancos y su permeabilidad se fijará en 65. La permeabilidad de los espacios perdidos de todo espacio de carga parcialmente lleno se fijará en 95.

\*\* La permeabilidad de los compartimientos parcialmente llenos vendrá determinada por la cantidad de líquido que se transporte en el compartimiento.

3.4.5 Cuando la avería suponga la perforación de un tanque, se considerará que el líquido que pudiera haber en él se ha perdido por completo y que ha sido reemplazado por agua de mar hasta el nivel del plano final de equilibrio.

3.4.6 El efecto de superficie libre en los compartimientos indemnes se calculará del modo siguiente:

- .1 para cada compartimiento, por el método del momento de inclinación volumétrica en toda la gama de valores de estabilidad residual;
- .2 para cada tipo de líquido, consumible se supondrá al menos una superficie libre respecto de cada par de tanques transversales o de cada tanque central simple, y el tanque o la combinación de tanques que procederá tener en cuenta serán aquellos en que el efecto de superficies libres sea el mayor.

3.4.7 A reserva de que se cumpla con cualquier norma más rigurosa que sea aplicable en virtud de lo dispuesto en el Convenio o que la Administración pueda exigir, cabrá considerar que los buques resisten la inundación si se satisfacen las condiciones enumeradas a continuación.

- .1 Considerados el incremento de carena, la escora y el asiento, la flotación final queda por debajo del borde inferior de toda abertura por la que pueda producirse inundación progresiva. Entre esas aberturas se cuentan los conductos de aire y las que se cierran con puertas estancas a la intemperie o con tapas de escotilla del mismo tipo; pueden no figurar entre ellas las aberturas que se cierran con tapas de registro estancas y portillos sin brazola estancos, pequeñas tapas de escotilla estancas de tanques de carga que mantienen la elevada integridad de la cubierta, puertas de corredera estancas telemandadas y portillos de tipo fijo.
- .2 En la fase final de inundación, el ángulo de escora debido a la inundación asimétrica no excederá de 15 grados, pero dicho ángulo podrá alcanzar un máximo de 17 grados si no se produce inmersión del canto de la cubierta. La

Administración podrá aceptar ángulos de escora mayores si con ello se acrecienta la seguridad general.

- .3 Cabrá considerar como suficiente la estabilidad correspondiente a la fase final de inundación si la curva de brazos adrizantes es, más allá de la posición de equilibrio, un arco que como mínimo mida 20 grados, en combinación con un brazo adrizante máximo de por lo menos 200 mm dentro de ese arco. El área abarcada por la curva, dentro de dicho arco, no será de menos de 3,50 centímetros-radianes. Los bordes inferiores de las aberturas no protegidas no deberán quedar sumergidos cuando se esté dentro de este margen de estabilidad residual, a menos que se suponga inundado el espacio de que se trate. Dentro de ese margen podrá permitirse la inmersión de todas las aberturas enumeradas en 3.4.7.1 y las demás que puedan cerrarse de manera estanca a la intemperie.
- .4 La Administración se cerciorará de que la estabilidad es suficiente en las fases intermedias de inundación.

#### 3.4.8 Se tomarán medidas que reduzcan al mínimo la inundación asimétrica.

- .1 Cuando sea necesario corregir grandes ángulos de escora, los medios que se adopten serán automáticos en la medida de lo posible y, en todo caso, cuando se instalen mandos para los dispositivos de adrizamiento transversal, habrá que poder accionar éstos desde la cubierta de cierre. Se deberá facilitar el capitán del buque la información necesaria respecto de la utilización de los dispositivos de adrizamiento transversal\*.
- .2 No se tomarán en consideración los dispositivos de equilibrado que necesiten mecanismos auxiliares tales como válvulas o tuberías de adrizamiento transversal, dado que existan, para reducir el ángulo de escora o alcanzar el mínimo de estabilidad, con miras a satisfacer lo prescrito en 3.4.7, y deberá mantenerse estabilidad residual suficiente en todas las fases del equilibrado. Los espacios unidos por conductos de gran área de sección transversal se podrán considerar como comunes.

#### 3.4.9 Se facilitará al capitán del buque información en la que figuren:

- .1 los datos necesarios para mantener, en condiciones normales de servicio, una estabilidad al estado intacto que permita al buque hacer frente a diversas condiciones de avería;
- .2 los datos sobre la resistencia a la avería del buque de que se trate y la evaluación que respecto de la avería se recomiende efectuar, así como las medidas correctivas que proceda adoptar en relación con cada una de las distintas condiciones de avería; y
- .3 una referencia a la aptitud real del buque para conservar su flotabilidad en los casos de perforaciones debidas a averías de dimensiones mayores que las consideradas en el Código, a fin de indicar al capitán cuál es el límite efectivo de conservación de la flotabilidad en todos los casos (por ejemplo, cabría incluir el caso de una perforación que llegase al eje longitudinal).

---

\* Véase la Recomendación de un método uniforme para dar cumplimiento a las disposiciones relativas al adrizado en buques de pasaje, aprobada por la Organización mediante la resolución A.266(VIII).

### 3.5 Protección contra choques/abordajes

3.5.1 Se examinan en la presente sección tanto los choques experimentados con objetos fijos y flotantes como los abordajes propiamente dichos, producidos entre buques, es decir, se considera que el buque nuclear puede ser tanto el que choca/aborda como el que recibe un impacto.

3.5.2 Se dispondrá, de un modo que la Administración juzgue satisfactorio, una estructura anticolidión con la que hacer frente al choque/abordaje base de proyecto, estructura cuyas características sean tales que el buque que choca/aborda o el objeto con el que se choca no puedan producir una perforación en los elementos longitudinales estancos y herméticos que limitan el recinto de seguridad. La estructura anticolidión situada en la zona del compartimiento del reactor, complementada por una zona razonable a proa y a popa de los mamparos transversales de dicho compartimiento, se determinará considerando en sí cada buque. Deberá haber una transición adecuada con respecto a la estructura longitudinal del buque (véase 3.3.2).

3.5.3 Se efectuará un análisis de la protección contra choques/abordajes, cuyos resultados se consignarán en el Expediente de seguridad del buque. En dicho análisis se tendrá en cuenta la posibilidad de que se produzcan eventos escasamente probables por lo que respecta al tipo de buque que choca/aborda o al objeto con el que se choca, y se considerarán las pertinentes categorías de zonas, incluidas las de alta mar, las costeras, las de mar adentro y las portuarias. En el análisis habrá asimismo que incluir y tener en cuenta los puntos siguientes:

- .1 pruebas mediante cálculo, demostración con modelo, etc., de la eficacia de la estructura anticolidión, para impedir que se excedan los límites de perforación considerados en el proyecto del buque;
- .2 ubicación del compartimiento del reactor;
- .3 compartimentado del buque;
- .4 estabilidad después de avería;
- .5 resistencia del casco después de avería;
- .6 desplazamiento, velocidad y forma de la proa del buque que choca/aborda, características con arreglo a las cuales dicho buque podrá, por ejemplo:
  - .6.1 ser de las mismas dimensiones que el buque abordado y estar navegando a la velocidad de servicio fijada en el proyecto;
  - .6.2 ser un gran petrolero con proa de bulbo;
  - .6.3 ser un buque rápido de proa fina;
  - .6.4 ser un buque nuclear que choca con un objeto fijo de masa infinita;
- .7 riesgos de incendio y explosión;
- .8 pérdida de maniobrabilidad; y
- .9 efectos sobre la carga.

3.5.4 Los datos y los métodos de evaluación de los efectos de los abordajes entre buques modernos no han sido establecidos con la firmeza suficiente para que ofrezcan

una orientación de posible inclusión en el presente Código. Por consiguiente, la extensión transversal de una avería ocasionada por un abordaje base de proyecto y la suficiencia de la protección contra abordajes habrán de determinarse respecto de cada buque y necesitarán la aprobación de la Administración.

### **3.6 Encalladura y varada**

3.6.1 Habrá un doble fondo debajo del compartimiento del reactor que sea adecuado para proteger el reactor y los correspondientes sistemas de seguridad, incluidas las zonas de almacenamiento de material altamente radiactivo. La altura del doble fondo situado debajo del compartimiento del reactor será tal que ofrezca suficiente protección contra las averías del fondo de las dimensiones indicadas en 3.4.3, aunque el fondo del recinto de seguridad no distará en ningún caso del fondo del buque menos de B/15 ó de 2 m, si este último valor es mayor, ni estará por debajo de la plancha del fondo interior.

3.6.2 Se proveerá un doble fondo debajo del espacio de las máquinas propulsoras, de altura suficiente para resistir la avería hipotética indicada en 3.4.3.

3.6.3 Salvo cuando en 3.6.1 y 3.6.2 se prescriba otra cosa, los dobles fondos se instalarán de conformidad con las prescripciones aplicables a buques no nucleares de tipo análogo, y se tomarán las medidas necesarias para asegurar la continuidad estructural en las zonas de transición.

3.6.4 La resistencia longitudinal del buque será objeto de un análisis, que la Administración juzgue satisfactorio, partiendo de la hipótesis de que el buque está varado.

### **3.7 Ayudas a la navegación y maniobrabilidad**

3.7.1 Todo buque nuclear irá provisto de una ayuda para prevenir los choques/abordajes como mínimo, y de dos radares, cada uno de los cuales podrá funcionar independientemente del otro. El equipo instalado en cumplimiento de lo dispuesto en la presente subsección será de un tipo aprobado por la Administración y se ajustará a normas de rendimiento no menos rigurosas que las adoptadas por la Organización.

3.7.2 La maniobrabilidad del buque nuclear será por lo menos equivalente a la de un buque de dimensiones y potencia análogas que utilice el sistema tradicional de propulsión por turbinas de vapor.

3.7.3 En todos los emplazamientos desde los cuales se pueda gobernar el buque habrá un folleto con datos sobre maniobras, y diagramas, en cumplimiento de la resolución A.209(VII).

### **3.8 Dispositivos de salvamento**

3.8.1 Habrá dispositivos portátiles de monitorización de las radiaciones destinados a ser utilizados en las embarcaciones de supervivencia.

3.8.2 Las embarcaciones de supervivencia primarias irán provistas de un sistema externo de rociado para la descontaminación.

### 3.9 Seguridad contra incendios

3.9.1 En la medida en que sean compatibles con otras prescripciones relativas a la seguridad, los sistemas de seguridad se proyectarán y ubicarán de modo que la probabilidad y los efectos de incendios y explosiones queden reducidos al mínimo. Cuando los sistemas de seguridad deban desempeñar sus funciones de seguridad en caso de incendio, entre las secciones redundantes del sistema o de sus subsistemas se establecerá una separación por medio de estructuras piroresistentes adecuadas.

3.9.2 Podrá ser necesario disponer de estructuras, equipo y sistemas complementarios de protección contra incendios para garantizar la conservación de la integridad del blindaje, de la estructura de contención, del recinto de seguridad y de los sistemas de seguridad esenciales del reactor, de modo que un incendio declarado a bordo que tenga un solo origen no impida la parada sin riesgos del reactor ni mantener éste en ese estado.

3.9.3 Todos los espacios en los que haya sistemas de seguridad y equipo esencial para la seguridad del SNGV y del personal estarán provistos de un sistema de detección de incendios y de alarma, y de un sistema de extinción de incendios telemandado que utilice un agente extintor lo menos corrosivo posible. Habrá que considerar:

- .1 la utilización de agentes extintores de incendios que permitan efectuar la descontaminación con facilidad;
- .2 la utilización limitada de detectores de ionización en los espacios en que pueda haber elevados valores de radiación; y
- .3 la limitación o el control de las emisiones de hidrógeno resultantes del proceso de radiólisis o de una reacción entre el circaloy y el agua después de un ACPR.

3.9.4 Con un proyecto adecuado, la prevención de incendios mediante la propia estructura y la utilización y el emplazamiento del equipo de protección contra incendios se reducirá al mínimo la probabilidad de los riesgos y daños que para el SGNV y sus sistemas de control puedan derivarse de un incendio declarado en una sección no nuclear del buque.

3.9.5 En la cámara de mando principal del reactor y en el compartimiento en que esté situado el puesto de mando de emergencia del reactor habrá por lo menos dos medios de evacuación. Cada vía de evacuación ofrecerá protección eficaz contra incendios desde el compartimiento hasta la cubierta de intemperie.

3.9.6 Dentro de espacios tales como el compartimiento del reactor y de los espacios en que haya equipo esencial para el funcionamiento continuo en condiciones de seguridad del SNGV se evitará, en la mayor medida posible, la utilización de sustancias combustibles y de sistemas que necesiten sustancias combustibles, y si no pueden evitarse tales sustancias, en el Manual de operaciones se describirán el equipo y los procedimientos adecuados para utilizarlas.

3.9.7 Los sistemas instalados dentro de espacios tales como el compartimiento del reactor y de los espacios en que haya equipo esencial para el funcionamiento continuo en condiciones de seguridad del SNGV o necesario para la utilización del buque, como

el constituido por grupos electrógenos de reserva o calderas auxiliares, estarán separados y físicamente distanciados entre sí por medio de elementos estructurales que ofrezcan protección contra los incendios, y provistos de sendos dispositivos de extinción de incendios.

3.9.8 La utilización del puesto de mando de emergencia descrito en 3.1.13.6 permitirá llevar el reactor a una situación de parada en frío y conservarlo en un estado subcrítico en frío mientras se mantienen las funciones de extracción del calor residual, si se declara un incendio en la cámara de mando principal. A la inversa, un incendio declarado en el puesto de mando de emergencia no impedirá ejercer el mando del reactor en la cámara de mando principal.

3.9.9 Se analizará el riesgo de explosión o de incendio que pueda tener su origen en la carga del buque o en fuentes externas. Cuando el análisis revele que es necesario, se proveerán medios adecuados de protección contra incendios o se adoptarán otras medidas especiales que la Administración juzgue aceptables.

### **3.10 Seguridad del buque y protección física de las materias fisionables**

3.10.1 En la fase de proyecto y mientras preste servicio el buque nuclear se tomarán medidas de seguridad contra actos malintencionados a fin de proteger el buque y las materias fisionables que haya a bordo. Las medidas de seguridad y de protección tendrán que ser compatibles entre sí y habrán de armonizarse.

3.10.2 Ninguna medida de seguridad impedirá que una persona salga en el acto y sin riesgos de cualquier compartimiento del buque en caso de incendio o ante otra emergencia, ni que entre en un compartimiento cuando así lo exija el desempeño de funciones de seguridad.

### **3.11 Aberturas de acceso**

Las aberturas de acceso existentes en los mamparos límite del compartimiento del reactor o en los mamparos límite de los espacios situados dentro del compartimiento del reactor que constituyan divisiones estancas y herméticas o de protección contra incendios, estarán provistas de dispositivos de cierre que mantengan la integridad de esas divisiones. Cuando sea necesario a fines de seguridad o de protección, los cierres llevarán medios que hagan posible el accionamiento tanto donde estén emplazados como por telemando. Asimismo se tomarán las medidas oportunas, si es preciso instalando esclusas neumáticas, para que el funcionamiento de los cierres de acceso no anule las diferencias de presión de aire necesarias que pueda haber establecidas entre compartimientos adyacentes.

### **3.12 Sistemas generadores de vapor no propulsores**

En el suministro de vapor destinado a los servicios domésticos del buque o a otros fines ajenos a la propulsión no se utilizará directamente vapor generado en el SNGV; se utilizará vapor terciario o vapor generado directamente por fuentes no nucleares.

## **CAPITULO 4 – SISTEMA NUCLEAR DE GENERACION DE VAPOR (SNGV)**

### **4.1 Criterios generales de proyecto**

4.1.1 El proyecto del sistema será tal que permita efectuar inspecciones y pruebas periódicas en pleno servicio sin que disminuya la seguridad.

4.1.2 Los sistemas de fluidos y los recipientes de presión cumplirán con las prescripciones correspondientes a sus respectivas clase de proyecto e irán provistos de lo necesario para:

- .1 las pruebas iniciales de presión;
- .2 las inspecciones periódicas y/o las pruebas periódicas de presión;
- .3 las pruebas periódicas de estanquidad de las perforaciones practicadas como pasos;
- .4 el aislamiento de los sistemas;
- .5 los programas de vigilancia;
- .6 el lavado por flujo rápido de los sistemas después de la instalación inicial, la modificación o la reparación; y
- .7 la protección contra las sobrepresiones.

4.1.3 Cabrá accionar manualmente todos los sistemas esenciales para el funcionamiento o la seguridad del SNGV, aparte de cualesquiera medios de automatización que pueda haber instalados.

4.1.4 Se proveerán medios de puesta en marcha automática de los sistemas de seguridad para todos los eventos iniciadores que exijan una rápida entrada en acción de los sistemas de seguridad. En general habrá que contar con esa puesta en marcha automática cuando sea preciso que el sistema de seguridad entre en acción en no más de 15 minutos para evitar consecuencias inaceptables. Los sistemas cuya puesta en marcha sea automática tendrán que poder mantener el reactor en condiciones de seguridad durante 30 minutos al menos, sin ayuda de la tripulación. El proyecto será tal que un operador pueda reanudar el mando con respecto a las funciones protectoras de los sistemas de seguridad, sin poder anular el funcionamiento correcto de éstos.

4.1.5 Entre los sistemas de seguridad a los que se aplica el criterio de fallo único figuran los siguientes:

- .1 sistema de parada del reactor;
- .2 sistema de protección del reactor;
- .3 sistema de extracción del calor residual;
- .4 sistema de refrigeración de emergencia del núcleo;
- .5 sistema de aislamiento de la estructura de contención;
- .6 sistema de extracción del calor de la estructura de contención; y
- .7 sistema de purificación atmosférica de la estructura de contención, si lo hay.

4.1.6 Se prestará la debida atención a las interfaces existentes entre el SNGV y las zonas no nucleares del buque para mantener la seguridad nuclear y la del buque.

## 4.2 Núcleo del reactor

4.2.1 No cabrá que en ninguna condición de servicio normal ni situación transitoria previsible se den condiciones críticas que puedan ser causa de que el combustible se deteriore. Al calcular las condiciones térmicas se dejará un margen para las incertidumbres de cálculo y se tomarán en consideración los efectos de los movimientos del buque en el rendimiento térmico. Habrá que determinar como límites de funcionamiento márgenes térmicos, incluida una desviación mínima con respecto al régimen de ebullición nucleada, de un modo que la Administración juzgue satisfactorio. Los cálculos se fundamentarán en correlaciones experimentales de termotransferencia en las que se consideren las situaciones transitorias y los movimientos del buque más extremos. Los cálculos se pondrán a disposición de la Administración del Estado huésped que los solicite.

4.2.2 Se tendrán en cuenta la distribución del caudal de refrigerante entre los distintos canales de combustible que haya en el núcleo y las incertidumbres correspondientes. Se prestará atención especial a la redistribución del caudal del refrigerante y a los efectos que en la termotransferencia y en las propiedades del refrigerante puedan producir los movimientos del buque. Habrá que demostrar que existen márgenes de seguridad adecuados para los casos en que haya una situación anormal en la circulación del fluido refrigerante originada por anomalías en el rendimiento de la bomba o por otras causas. Mediante análisis y/o pruebas se demostrará también que no hay en el núcleo, en sus soportes ni en sus accesorios vibraciones inducidas por el fluido, o que estas vibraciones son aceptables, para garantizar la ausencia de riesgos debidos a vibraciones que puedan ir en detrimento de la utilización del reactor en condiciones de seguridad.

## 4.3 Control de la reactividad

4.3.1 Por lo que respecta al control de la reactividad, en la base del proyecto entrarán las consideraciones siguientes:

- .1 la probabilidad de los eventos que provoquen aumentos imprevistos de la reactividad será remota, según lo definido en el Capítulo 1, y estos eventos no originarán situaciones que entrañen para el público en general, la tripulación o el medio ambiente riesgos mayores que los indicados en los Capítulos 1 y 6;
- .2 los accidentes previstos en los que intervenga la reactividad no ocasionarán en la barrera de presión del circuito primario daños de mayor alcance que deformaciones locales limitadas no superiores a las indicadas en las especificaciones de proyecto, ni impedirán la parada del reactor;
- .3 el efecto neto de las características de realimentación neutrónica inherente inmediata habrá de ser la tendencia a compensar un aumento rápido de la reactividad, dentro del régimen de potencia del buque, teniendo en cuenta los movimientos y aceleraciones que de éste se hayan considerado en la fase de proyecto; y
- .4 el sistema de parada rápida (parada de emergencia) del reactor se proyectará de modo que pueda parar el reactor con ángulos de inclinación de hasta  $90^{\circ}$ , y mantenerlo parado sea cual fuere el ángulo. Además, este sistema deberá

poder funcionar automáticamente dadas inclinaciones menores, por razones de seguridad, cuando:

- .4.1 la estructura de contención quede inundada;
- .4.2 el buque quede sumergido; o
- .4.3 el buque experimente una escora de  $45^\circ$  o tenga un asiento de  $10^\circ$  hacia proa o hacia popa o experimente la escora a la cual se alcance el ángulo de zozobra al estado intacto, si este valor es menor, aunque el reactor no se parará automáticamente si los ángulos de escora o de asiento son inferiores a los indicados.

4.3.2 Las medidas relativas al control de la reactividad tendrán que satisfacer las exigencias siguientes:

- .1 se proveerán al menos dos sistemas independientes, fiables y eficaces de control de la reactividad, de distintas características de proyecto. Cada uno de ellos podrá mantener independientemente el núcleo del reactor en estado subcrítico, en frío;
- .2 uno de los sistemas será mecánico y habrá de:
  - .2.1 poder, en todo momento de la vida del núcleo, llevar éste automáticamente al estado subcrítico y mantenerlo en dicho estado, en frío, sin tener que utilizar venenos neutrónicos solubles, suponiendo que el elemento absorbente de neutrones que provoque la reacción más eficaz, por lo que hace a reactividad, haya sido extraído y que no sea posible reinsertarlo;
  - .2.2 poder controlar de modo fiable las variaciones de reactividad a fin de que los límites fijados en el proyecto para el combustible no se rebasen en ninguna CUI;
  - .2.3 contar con medios que impidan el desalojamiento accidental de un elemento de control;
  - .2.4 funcionar correctamente aun cuando falle la primera señal de activación;
  - .2.5 poder, al recibir una señal vinculada a cualquier parámetro de parada forzosa, reducir la potencia del reactor con la rapidez necesaria para impedir que se rebasen los límites fijados en el proyecto para el combustible;
  - .2.6 señalar en la cámara de mando principal del reactor la ubicación de cada elemento absorbente de neutrones;
  - .2.7 estar proyectado de modo que la probabilidad de extracción continua e inadvertida de un elemento de control quede reducida a un grado aceptable;
  - .2.8 utilizar una secuencia de activación de los elementos de control para reducir al mínimo la probabilidad de error de operador; y
  - .2.9 contar con medios que impidan la extracción de los elementos de control en grupos no previstos o siguiendo una secuencia no prevista;
- .3 el otro sistema o los otros sistemas de control de la reactividad podrán por sí mismos, aunque se produzca un fallo único, llevar el núcleo al estado subcrítico y mantenerlo en ese estado sin rebasar los límites fijados en el proyecto para el combustible;

- .4 cada uno de los sistemas de control de la reactividad conservará plenamente su aptitud para funcionar dadas todas las inclinaciones del buque consideradas en el proyecto, y cada uno de ellos será susceptible de quedar sometido a:
  - .4.1 pruebas de funcionamiento;
  - .4.2 calibración periódica de los instrumentos en toda la gama de regímenes de potencia del reactor; y
  - .4.3 comprobación de los instrumentos para establecer su buen funcionamiento;
- .5 los medios de control de la reactividad deberán poder llevar el núcleo al estado subcrítico con margen suficiente durante la vida del núcleo y después de ésta, incluidos los periodos de mantenimiento, los recarga de combustible, las condiciones de accidente del reactor y las condiciones de accidente del buque, incluidas las de zozobra y hundimiento;
- .6 el reactor habrá de tener aptitud para funcionar a un régimen de potencia que permita conservar la velocidad mínima de gobierno del buque en las CUI 1 durante la vida del núcleo fijada en el proyecto, con un margen apropiado para el caso en que el elemento absorbente de neutrones que provoque la reacción más eficaz, por lo que hace a reactividad, haya sido introducido en el núcleo y no pueda ser extraído; y
- .7 los medios de control de la reactividad se proyectarán de modo que quepa accionarlos desde una cámara de mando del reactor y que permitan elevar el núcleo al estado subcrítico y mantenerlo en ese estado desde un puesto de mando de emergencia distinto.

4.3.3 Con miras a suministrar energía al sistema de control de la reactividad y a los sistemas de seguridad y de protección del reactor, habrá que disponer al menos de dos fuentes de energía independientes durante la puesta en marcha del reactor y hasta el momento en que se alcance el régimen de potencia requerido.

4.3.4 Para evitar las variaciones de la reactividad no previstas debidas a los cambios de densidad del moderador, se proveerán medios que permitan detectar y regular las oscilaciones y las variaciones de potencia involuntarias dentro del núcleo del reactor, a menos que pueda demostrarse mediante análisis que el efecto de esas oscilaciones y desplazamientos es insignificante y que éstos no son causa de que se sobrepasen los límites fijados en el proyecto para el combustible.

#### **4.4 Mando del reactor**

4.4.1 El fallo de uno cualquiera de los componentes de mando no impedirá la parada del reactor en condiciones de seguridad.

4.4.2 Se proveerán medios para probar los sistemas de mando del reactor mientras estén funcionando a fin de detectar y, cuando sea posible, reparar los componentes que hayan fallado, sin reducir la aptitud de los sistemas para regular el reactor de manera segura y estable.

4.4.3 La función de mando del reactor se podrá desempeñar completamente desde la cámara de mando del reactor, la cual estará:

- .1 equipada para el accionamiento y la monitorización de los reactores y de los correspondientes sistemas de seguridad en las CUI 1 a 4; y

- .2 adecuadamente construida, de modo que depare a sus ocupantes, en todas las CUI, la protección contra las radiaciones y los incendios que permita a aquéllos permanecer en ella.

4.4.4 El puesto de mando de emergencia estará provisto de los instrumentos y mandos necesarios para:

- .1 iniciar independientemente la parada en caliente del reactor;
- .2 luego, también independientemente, poder pararlo en frío;
- .3 comprobar la condición en que se halle el reactor y mantener éste parado en estado caliente o frío; y
- .4 extraer el calor residual del reactor.

4.4.5 Teniendo en cuenta la estabilidad intrínseca del reactor, el sistema de mando se proyectará de modo que regule la potencia del reactor en consonancia con las necesidades de utilización, en todas las condiciones de maniobra del buque previstas y en todos los estados de la mar previstos y durante todas las situaciones normales y de emergencia. En la mayor medida posible, el proyecto de la totalidad del sistema de mando será tal que no se impongan al buque nuclear restricciones de utilización que no se impedirían también a un buque de propulsión tradicional de las mismas dimensiones y potencia.

4.4.6 El mando del reactor se basará en diversos parámetros medidos, incluida la tasa de flujo neutrónico. No se limitará a un solo canal la medición de los parámetros importantes para el mando del reactor.

4.4.7 El periodo del reactor podrá utilizarse como indicador, pero no se hará uso de él en el ciclo de regulación de la potencia del reactor cuando éste funcione en régimen de potencia.

4.4.8 Los sistemas de mando del reactor se proyectarán de modo que la respuesta a las señales parásitas quede reducida al mínimo.

4.4.9 En los sistemas de mando se instalarán dispositivos de enclavamiento para impedir errores de manejo por parte de un operador.

4.4.10 Cuando los dispositivos de enclavamiento hayan sido proyectados de modo que quepa no hacer uso de ellos, esta posibilidad de neutralización aparecerá indicada de manera bien visible en la cámara de mando del reactor. En general, el diseño será tal que estas neutralizaciones no sean necesarias.

#### **4.5 Consideraciones de ingeniería mecánica**

4.5.1 En la fase de proyecto de las estructuras internas del reactor, los elementos combustibles y el equipo de seguridad correspondiente a las CS 1 y 2, se considerarán las cargas resultantes de las condiciones citadas en 2.2 y 2.3. No cabrá que los efectos de dichas cargas impidan la parada del reactor ni afectarán a la aptitud para mantener una configuración geométrica susceptible de refrigeración. Dichas cargas son especialmente las originadas por:

- .1 los movimientos del buque;

- .2 las vibraciones que ocasionan la hélice, los golpes de mar, las máquinas y otras fuentes de vibraciones;
- .3 los accidentes base de proyecto relacionados con el reactor y con el buque; y
- .4 las fuerzas de inercia y las variaciones del flujo debidas a la redistribución del flujo provocada por los movimientos del buque.

4.5.2 La IPN, incluidas las estructuras internas del reactor, se proyectará y se construirá con miras a facilitar en la mayor medida posible las inspecciones iniciales y las que haya que realizar en servicio según lo prescrito en el presente Código.

#### **4.6 Barrera de presión del circuito primario**

4.6.1 Los componentes que sean parte de la barrera de presión del circuito primario se proyectarán, fabricarán, montarán y probarán de acuerdo con las normas de la CP 1. Habrá medios de detección de las fugas de refrigerante del reactor. Se tomarán en el proyecto disposiciones en previsión de las fuerzas estáticas y dinámicas que impondrán al sistema, durante toda su vida útil, fuentes tales como:

- .1 las cargas cíclicas previstas, ocasionadas por las variaciones de presión y de temperatura;
- .2 las fuerzas de inercia impuestas por los movimientos del buque y los accidentes del buque y del reactor; y
- .3 las cargas vibratorias ocasionadas por fuentes situadas dentro o fuera del sistema.

4.6.2 La barrera de presión del circuito primario se proyectará con margen suficiente para que, sometida a los esfuerzos impuestos por la utilización, el mantenimiento, las pruebas y las condiciones de accidente previstas, tenga un comportamiento dúctil. En el proyecto se tendrán en cuenta las temperaturas experimentadas durante el servicio y otras condiciones que afecten a los materiales de la barrera en estas situaciones, así como las incertidumbres en la determinación de:

- .1 las propiedades de los materiales;
- .2 los efectos de la irradiación en las propiedades de los materiales;
- .3 los esfuerzos residuales, permanentes y transitorios; y
- .4 la sensibilidad del equipo de pruebas no destructivas y la frecuencia de éstas.

4.6.3 Los materiales y los métodos de construcción se seleccionarán prestando atención especial a los puntos siguientes:

- .1 posibilidad de utilizarlos, porque sean aptos para ello, en un medio ambiente nuclear y en el marino;
- .2 corrosión y erosión ocasionadas por el refrigerante del reactor;
- .3 presencia, en los materiales de construcción que estén o puedan estar en contacto con el refrigerante del reactor, de oligoelementos que puedan experimentar activación y desplazamiento; y
- .4 efectos de la irradiación neutrónica en las propiedades de los materiales.

4.6.4 La protección del circuito primario de refrigeración contra las sobrepresiones, cumplirá con las prescripciones siguientes:

- .1 se instalarán al menos dos válvulas de seguridad que descarguen en un tanque de alivio situado dentro de la estructura de contención. El tanque de alivio estará provisto de medios automáticos que le permitan descargar sin riesgos, o de otros equivalentes. Las válvulas de seguridad sólo podrán ser reemplazadas por otros medios equivalentes si:
  - .1.1 tales medios son al menos igualmente fiables;
  - .1.2 el riesgo no aumenta cuantitativamente;
  - .1.3 la barrera de presión del circuito primario conserva su integridad en todas las CUI y se limitan los esfuerzos máximos en ella;
  - .1.4 se analizan los efectos de las CUI que supongan la disminución de la eficacia de los sumideros de calor;
  - .1.5 cabe demostrar que se satisfacen los criterios A, B y C enunciados en 2.1.1;
  - .1.6 tales medios son satisfactorios a juicio de la Administración;
  - .1.7 se demuestra, consignando la demostración en el Expediente de seguridad, que se satisfacen las prescripciones enumeradas en .1.1 a .1.5 *supra*.

Los tanques de alivio podrán estar situados fuera de la estructura de contención a condición de que se satisfagan las prescripciones enumeradas en 1. a .1.7 *supra* y de que se siga cumpliendo con disposiciones tales como las relativas a la estructura de contención y a los componentes y sistemas que den paso al refrigerante primario, consignadas en 3.1.11;

- .2 no se aceptará el empleo de discos de seguridad en lugar de válvulas;
- .3 la capacidad de las válvulas de seguridad será tal que, aun cuando una de ellas falle y no funcione, la presión existente en el sistema primario durante todo accidente base de proyecto no pueda sobrepasar en más de un 10 por 100 la presión de trabajo máxima admisible;
- .4 no se permitirán dispositivos de cierre más arriba ni más abajo de una válvula de seguridad, a menos que:
  - .4.1 se instale un enclavamiento positivo que automáticamente abra paso a un volumen de descompresión complementario suficiente; y
  - .4.2 en el sistema de protección pueda iniciarse una señal de parada del reactor activada por sobrepresión;
- .5 la calidad de los componentes del sistema de protección contra sobrepresiones y las normas de resistencia a que éstos habrán de ajustarse serán las mismas que las exigidas para la barrera de presión del circuito primario de la cual sean parte; y
- .6 podrán instalarse válvulas de alivio si la Administración lo estima aceptable.

#### **4.7 Sistema secundario de refrigeración**

4.7.1 Salvo cuando en el presente Código haya disposiciones en otro sentido, el circuito secundario de refrigeración tendrá medios de seguridad y una calidad acordes con lo prescrito en la resolución A.325(IX)\* y que la Administración juzgue satisfactorios.

4.7.2 Los generadores de vapor se ajustarán a las mismas normas de proyecto que los componentes de la barrera de presión del circuito primario y tendrán la misma calidad que éstos.

4.7.3 Todos los generadores de vapor y los accesorios correspondientes que estén sometidos a presión interna serán objeto de pruebas, de conformidad con el Capítulo 8.

4.7.4 Los conductos de vapor secundarios y las tuberías de agua de alimentación que penetren la estructura de contención estarán protegidos por una válvula de aislamiento instalada en la envoltura de la estructura de contención, con objeto de asegurar el aislamiento del sistema.

4.7.5 Desde el generador de vapor hasta la primera válvula de aislamiento y hasta la envoltura de la estructura de contención, las normas de control de la calidad aplicables a los conductos de vapor secundarios y a las tuberías de agua de alimentación serán iguales a las prescritas para el sistema primario.

4.7.6 Las tuberías de los generadores de vapor y los componentes del circuito secundario de refrigeración se proyectarán de modo que permitan realizar las operaciones de mantenimiento, limpieza e inspección periódicas, salvo cuando la Administración exima de esta prescripción a determinados componentes que hayan sido proyectados para un periodo de servicio determinado, limitado y exento de mantenimiento y que hayan de ser reemplazados al final de tal periodo.

4.7.7 Habrá medios que permitan detectar y limitar la penetración en el circuito secundario de refrigeración de las fugas del circuito primario de refrigeración.

4.7.8 Más arriba de la primera válvula de aislamiento se proveerán medios de protección del circuito secundario de refrigeración contra las sobrepresiones.

4.7.9 Cada generador de vapor, o grupo de dispositivos generadores de vapor interconectados de manera que no puedan quedar aislados entre sí, estarán protegidos contra las sobrepresiones por dos válvulas de seguridad como mínimo, instaladas más arriba de la primera válvula de aislamiento.

4.7.10 Habida cuenta del criterio de fallo único, las dimensiones de las válvulas de seguridad serán tales que, sean cuales fueren las condiciones previstas, la presión interna no excederá nunca en más del 10 por 100 de la presión de proyecto.

4.7.11 Cuando una fuga de refrigerante primario que fluya hacia el circuito secundario pueda originar la activación de las válvulas de seguridad, la descarga de éstas tendrá que quedar dentro de la estructura de contención o del recinto de seguridad.

---

\* La resolución A.325(IX) ha quedado incorporada a las Partes C, D y E del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

## 4.8 Extracción del calor residual

4.8.1 El sistema de extracción del calor residual estará proyectado de modo que pueda funcionar sin operarios en todas las condiciones de accidente del buque y después de éstas, salvo aquellas en que el buque:

- .1 zozobre, pero siga a flote, a reserva de lo dispuesto en 4.8.2; y
- .2 se hunda por debajo de una profundidad respecto de la cual pueda demostrarse que el inundación de la estructura de contención ocasionará la extracción del calor residual durante todo el tiempo que sea necesario.

4.8.2 Habrá que demostrar que se produce la extracción del calor residual después de una zozobra experimentada por el buque sin dejar de flotar, si la zozobra constituye un accidente base de proyecto con arreglo a 2.7.2.

4.8.3 El sistema de extracción del calor residual tendrá que poder funcionar continuamente durante el tiempo que el análisis del accidente demuestre que ello es necesario.

4.8.4 El sistema de extracción del calor residual se proyectará de modo que tenga la capacidad, la fiabilidad y la redundancia suficientes para garantizar:

- .1 el mantenimiento de la integridad del encamisado del combustible y de una configuración geométrica que permita la refrigeración en las CUI 1 y 2; y
- .2 la limitación de las roturas del encamisado del combustible a un valor aceptable para la Administración y el mantenimiento de una configuración geométrica que permita la refrigeración en las CUI 3 y 4.

4.8.5 Se estudiará la instalación de un sistema de extracción del calor residual cuyo funcionamiento no dependa de energía generada mecánicamente.

## 4.9 Instrumentos

4.9.1 En la medida en que razonablemente sea posible, los instrumentos del sistema de protección del reactor serán redundantes y distintos de los que se hayan provisto para monitorizar las variables y el funcionamiento de los sistemas.

4.9.2 El proyecto de los instrumentos será tal que garantice la continuidad de la función de éstos en todo medio ambiente en que se haya previsto que presten servicio.

4.9.3 El emplazamiento físico y la redundancia de los componentes, del cableado y del equipo serán tales que los instrumentos del sistema de protección del reactor puedan seguir funcionando en caso de incendio de un solo origen o de cualquier otro accidente del buque o el reactor.

4.9.4 En todos los instrumentos se indicarán los valores límite y las escalas de funcionamiento.

4.9.5 Los canales de los instrumentos destinados a monitorizar parámetros importantes y el correspondiente equipo de seguridad serán cuando esto resulte posible, de funcionamiento autocomprobado o a prueba de fallos.

4.9.6 A reserva de lo estipulado en 4.10.6, el fallo de todo elemento de equipo de cualquier canal de instrumento o el funcionamiento defectuoso de este canal hará, cuando ello sea posible, que se produzca una alarma acústica y otra óptica.

4.9.7 El proyecto de los instrumentos llevará aparejada la posibilidad de efectuar una evaluación rápida e inequívoca del estado de la instalación. Se utilizarán dispositivos de alarmas óptica y de alarma acústica siempre que ello pueda contribuir a la continuidad de funcionamiento o a la seguridad.

4.9.8 Toda la información esencial para el rendimiento de la instalación o para la interpretación de funcionamientos defectuosos habrá de quedar registrada automáticamente.

4.9.9 Siempre que sea útil para la continuidad de funcionamiento, la seguridad o el mantenimiento, se instalarán indicadores en la cámara de mando del reactor y en los puntos locales en que convenga, así como en el puesto de mando de emergencia, si esto es necesario.

#### **4.10 Sistema de protección del reactor**

4.10.1 Se instalará un sistema de protección del reactor que:

- .1 monitorice continuamente las condiciones en que se halle el reactor;
- .2 automáticamente haga que entren en funcionamiento los sistemas apropiados, tales como el sistema de control de la reactividad, para garantizar que no se rebasan los límites de proyecto del sistema del reactor pertinentes para la seguridad; y
- .3 detecte las condiciones de accidente y haga que entren en funcionamiento los sistemas y los componentes pertinentes para la seguridad.

4.10.2 El sistema de protección del reactor tendrá la redundancia y la aptitud necesarias para poder desempeñar sus funciones de seguridad en el supuesto de un fallo único.

4.10.3 El sistema de protección del reactor podrá ser objeto de pruebas mientras esté funcionando sin que esto reduzca la protección mínima estipulada en el Expediente de seguridad.

4.10.4 Se medirán al menos dos magnitudes físicas variables diversificadas, representativas del funcionamiento, para detectar todo defecto de funcionamiento o accidente que puedan darse en el sistema del reactor. Si no se puede realizar esto razonablemente, se proveerán medios redundantes complementarios en el canal de medición de la única magnitud física variable disponible.

4.10.5 Los instrumentos del sistema de protección del reactor que hayan de funcionar en las CUI 3 ó 4 tendrán características que los hagan especialmente adecuados para funcionamiento en tales condiciones.

4.10.6 El fallo de un canal de instrumento o el funcionamiento defectuoso de los canales de instrumentos del sistema de protección del reactor harán que se produzca una alarma acústica y otra óptica.

#### 4.11 Características estructurales y funcionales de seguridad

4.11.1 La estructura de contención y el recinto de seguridad tendrán que satisfacer las disposiciones siguientes:

- .1 la estructura de contención y los sistemas correspondientes constituirán una barrera esencialmente exenta de fugas frente a la emisión inaceptable de materias radiactivas procedentes del sistema primario, de modo que las consecuencias de tal emisión no sobrepasen los límites establecidos en el Capítulo 6;
- .2 sólo el reactor y los sistemas relacionados con el reactor del SNGV se hallarán en el interior de la estructura de contención y del recinto de seguridad;
- .3 en consonancia con el principio de barreras múltiples, el recinto de seguridad y la estructura de contención constituirán barreras distintas entre sí contra la emisión de materias radiactivas. El número de partes del recinto de seguridad y de la estructura de contención entre las que haya contacto será el menor posible y estas partes estarán proyectadas de modo que se evite la posibilidad de una rotura simultánea en las dos barreras cuando los riesgos previstos puedan dar lugar a una pérdida en la integridad de la estanquidad o de la hermeticidad en una de ambas;
- .4 la estructura de contención no se derrumbará por efecto de la presión exterior debida al hundimiento del buque ni por la rotura de un conducto de vapor vivo dentro del recinto de seguridad;
- .5 si se utilizan dispositivos tales como válvulas equilibradoras de presión para impedir que la estructura de contención se derrumbe a causa de la sobrepresión exterior resultante del hundimiento, se prestará la debida atención a la estanquidad de dicha estructura tras la terminación de las operaciones de compensación de la presión;
- .6 el proyecto de la estructura de contención será tal que ésta cuente con lo necesario para:
  - .6.1 las pruebas iniciales de presión;
  - .6.2 las inspecciones periódicas;
  - .6.3 las pruebas de estanquidad; y
  - .6.4 el aislamiento del sistema;
- .7 los componentes relacionados con la seguridad dispuestos dentro de la estructura de contención tendrán que poder resistir las condiciones ambientales más desfavorables a que puedan estar sometidos en las situaciones de accidente en que sea necesario que funcionen, incluidos los efectos de los chorros de refrigerante, de los cascos proyectados y de las sacudidas de las tuberías;
- .8 la estructura de contención se proyectará con un margen suficiente para garantizar que, en las condiciones de utilización y en las de accidente previstas:
  - .8.1 los materiales se comportarán sin mostrar fragilidad;
  - .8.2 quede reducida al mínimo la probabilidad de que se propague rápidamente una fractura; y

- .9 en la fase de proyecto se tendrán en cuenta las temperaturas de servicio y otras condiciones que se darán respecto de los materiales de la estructura de contención durante el funcionamiento, el mantenimiento, las pruebas y las condiciones de accidente previstas. Asimismo, se tendrán en cuenta las incertidumbres en la determinación de:
  - .9.1 las propiedades de los materiales;
  - .9.2 los esfuerzos residuales permanentes y transitorios; y
  - .9.3 las dimensiones de los defectos.

4.11.2 Las disposiciones dadas a continuación son aplicables al sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (SREN):

- .1 el número de conductos del SREN instalados tendrá que satisfacer las condiciones indicadas en 2.8.4 y el criterio de la Administración. Tales conductos estarán adecuadamente separados y en las disposiciones que se tomen con respecto a su redundancia se tendrán en cuenta los fallos y las reparaciones;
- .2 en la medida en que razonablemente esto sea factible, el SREN mantendrá la integridad de los elementos combustibles a raíz de un ACPR al que haya de seguir una parada del reactor. Se proveerá un suministro amplio y diversificado de refrigerante del núcleo a presiones y regímenes de flujo adecuados, hasta que el calor generado a largo plazo en el núcleo pueda ser extraído sin riesgos por los sistemas de extracción del calor residual;
- .3 si se utilizan acumuladores de agua a presión, se tratará de modelos provistos de válvulas de seguridad, manómetros e indicadores de nivel de agua que la Administración juzgue satisfactorios. Se dispondrá de fuentes de suministro especiales para mantener el colchón de gas en los acumuladores;
- .4 todos los dispositivos de cierre del SREN, salvo el principal, quedarán asegurados mecánicamente en la posición necesaria para el funcionamiento del sistema;
- .5 como requisito mínimo habrá de ser posible accionar los componentes de mando del SREN desde la cámara de mando principal del reactor y desde los puestos de mando de emergencia;
- .6 sin que ello menoscabe el funcionamiento o la fiabilidad de los componentes activos del SREN, éstos podrán en todo momento ser objeto de pruebas destinadas a determinar que desempeñarán sus funciones satisfactoriamente cuando sea necesario;
- .7 será posible suministrar energía al SREN desde todos los generadores que no dependan del reactor en cuanto a suministro de vapor; y
- .8 el SREN tendrá que poder funcionar durante cortos periodos sin necesitar una fuente de agua de refrigeración ajena al buque.

4.11.3 Las disposiciones dadas a continuación deberán aplicarse a la extracción del calor de la estructura de contención y a la purificación de la atmósfera:

- .1 para la extracción del calor de la estructura de contención se proveerá un sistema que pueda extraer el calor liberado en la estructura de contención en condiciones de utilización normal y de accidente;

- .2 se proveerán asimismo medios con los que reducir la concentración de los productos de fisión y los de hidrógeno y de otros gases que puedan emitirse, con penetración en la estructura de contención, a un valor inferior al valor necesario para que se produzcan la combustión o explosiones;
- .3 se proveerá un sistema destinado a controlar la emisión, con salida a la atmósfera, de materias radiactivas y de otras sustancias que puedan desprenderse de la estructura de contención en condiciones de accidente previstas;
- .4 los sistemas se proyectarán de modo que sea posible someterlos a pruebas y a inspecciones; y
- .5 cada uno de los sistemas tendrá la redundancia y la aptitud necesarias para poder desempeñar su función de seguridad en el supuesto de un fallo único.

#### **4.12 Interfaz entre los sistemas nucleares y los del buque**

4.12.1 Los sistemas de tuberías que se extiendan fuera de la estructura de contención y que contengan o puedan contener materias radiactivas estarán provistos de dobles válvulas de aislamiento y de medios detectores de fugas. Cuando las tuberías de un sistema tengan un diámetro interno de más de 15 mm, una de las válvulas de aislamiento será de tipo telemandado y funcionará automáticamente con arreglo a las necesidades de utilización del sistema.

4.12.2 Se reducirán al mínimo las conexiones entre las tuberías normales del buque y las que contengan o puedan contener materias radiactivas. Cuando tales conexiones sean inevitables, las uniones estarán provistas de dobles válvulas de aislamiento y de medios que mantengan secas las tuberías situadas entre las válvulas. En ningún caso se permitirán las conexiones entre los sistemas de fluido radiactivo y los sistemas de agua potable.

4.12.3 Los soportes de las tuberías del SNGV se proyectarán de modo que puedan hacer frente a todas las condiciones de utilización del buque, incluidos casos de emergencia tales como el de rotura de tuberías y las consiguientes sacudidas.

#### **4.13 Consideraciones de proyecto relativas a las cargas cíclicas**

4.13.1 Se establecerán márgenes de seguridad que sean aceptables para la Administración con objeto de determinar:

- .1 el número de cargas cíclicas debidas a todas las condiciones del buque y de la IPN;
- .2 el número y la gravedad de las condiciones anómalas consideradas en los cálculos de proyecto, derivadas de las situaciones transitorias del buque y de la IPN; y
- .3 el número y los efectos de las condiciones de emergencia transitorias hipotéticas que respecto del buque y de la IPN se espera que se produzcan durante el periodo de servicio del buque.

4.13.2 Habrá que calcular los efectos de cada condición de emergencia y de prueba para determinar el periodo de servicio que, en condiciones de seguridad, aún queda a los componentes del circuito primario por lo que respecta a los efectos cíclicos ulteriores correspondientes a situaciones normales, anómalas y de emergencia.

#### **4.14 Criterios generales acerca del comportamiento del combustible en el reactor**

4.14.1 Los criterios que figuran en la presente sección tratan específicamente del comportamiento del combustible en el reactor.

4.14.2 El proyecto, la fabricación, la inspección y las modalidades de utilización del combustible serán tales que las emisiones de materias radiactivas del combustible, mientras se esté haciendo uso de éste en el reactor, se mantengan a un nivel tan bajo como exijan los criterios de radioprotección y de seguridad.

4.14.3 Para todas las CUI, en el proyecto del combustible se tendrán en cuenta factores tales como las propiedades de los materiales, los efectos de la irradiación, la necesidad de mantener una configuración geométrica que haga posible la refrigeración, los procesos físicos y químicos, las cargas estáticas y dinámicas, las tolerancias de fabricación y las incertidumbres presentes en los cálculos.

4.14.4 En la fase de proyecto se concretarán las normas de rendimiento del combustible, en condiciones de seguridad, en todas las CUI.

4.14.5 Se determinarán las características del combustible con arreglo a un programa de pruebas especificado, a fin de verificar sus parámetros de proyecto en todas las CUI.

4.14.6 Con los métodos de fabricación y de fijación de garantía de calidad habrá de conseguirse que el combustible alcance el elevado grado de fiabilidad exigido.

4.14.7 Se establecerán programas de monitorización del comportamiento del combustible para garantizar que se mantienen los límites especificados.

4.14.8 Se someterá a monitorización el agua del circuito primario para determinar fallos en los elementos combustibles. El combustible que no se ajuste a las normas establecidas en cuanto a su comportamiento en todas las CUI se extraerá del reactor en la primera oportunidad.

## **CAPITULO 5 – MAQUINAS E INSTALACIONES ELECTRICAS**

### **5.1 Ambito de aplicación**

El presente Capítulo trata de todas las máquinas principales y auxiliares y de los sistemas eléctricos necesarios para la utilización del buque. Salvo modificaciones impuestas en otro sentido por lo dispuesto en el presente Capítulo, las máquinas principales y auxiliares ordinarias cumplirán con las Reglas 2 a 17\* de la resolución A.325(IX), y los sistemas eléctricos con las Reglas 18 a 23\*\* de esa resolución.

---

\* Véanse también las Reglas 26 a 39 del Capítulo II-1 y la Regla 15 del Capítulo II-2 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

\*\* Véanse también las Reglas 40 a 45 del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

## PARTE A – MAQUINAS PRINCIPALES Y AUXILIARES

### 5.2 Generalidades

5.2.1 Se dispondrá lo necesario para facilitar la limpieza, la inspección y el mantenimiento de las máquinas propulsoras principales y auxiliares, incluidos los medios con los que efectuar la descontaminación radiactiva, cuando así proceda.

5.2.2 Las turbinas de vapor estarán protegidas en los casos necesarios contra posibles efectos nocivos del vapor muy húmedo.

5.2.3 Se tomarán las medidas necesarias para proteger todos los sistemas de suministro de las clases de seguridad 1 y 2 contra los daños que puedan causar cascots proyectados accidentalmente dentro de los espacios de máquinas.

5.2.4 Cuando haya peligro de que surjan fallos, tales como la pérdida de aceite lubricante, que pueda ocasionar una avería total, daños o una explosión, las máquinas propulsoras principales y las correspondientes máquinas auxiliares irán provistas de medios de cierre automático. La Administración podrá permitir la adopción de medidas que hagan posible la neutralización de los dispositivos de cierre automático, pero antes de permitir la neutralización manual de los medios de cierre que den servicio a equipo relacionado con la seguridad, se evaluará su efecto examinando un caso tras otro para confirmar que no podrán producirse situaciones peligrosas o que se evitarán tales situaciones con otros medios.

5.2.5 Las máquinas principales y las auxiliares habrán de poder funcionar dados los siguientes ángulos de inclinación:

- .1 respecto de las máquinas propulsoras principales, los previstos en la Regla 2 f) \* de la resolución A.325(IX); y
- .2 respecto de las máquinas auxiliares, los previstos en la Regla 2 f) \* de la resolución A.325(IX), a condición de que las máquinas esenciales para la seguridad del reactor puedan desempeñar su función en condiciones de accidente.

5.2.6 En la estructura de contención y en el recinto de seguridad, las perforaciones practicadas como pasos se limitarán a las que precisen los servicios esenciales para el funcionamiento del reactor.

### 5.3 Comunicaciones

5.3.1 Se proveerá al menos un sistema de comunicación que conecte cada uno de los lugares enumerados a continuación con todos los demás, el cual pueda ser utilizado si se produce una pérdida total de energía eléctrica. En los casos en que resulte procedente podrá satisfacerse esta disposición cumpliendo con lo prescrito en la Regla 15 de la resolución A.325(IX) \*\*. Los lugares a que aquí se hace referencia son:

- .1 el puente de navegación;
- .2 la cámara de mando del reactor;
- .3 el puesto de mando de emergencia;

\* Véase también la Regla 26.6 del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

\*\* Véase también la Regla 37 del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

- .4 los espacios de máquinas en que estén montadas las máquinas propulsoras principales y los grupos electrógenos principales de servicio, los grupos electrógenos de reserva y los grupos electrógenos de emergencia;
- .5 la cámara de mando principal de las máquinas y, si la hay, la de emergencia; y
- .6 los espacios accesibles del compartimiento del reactor.

#### **5.4 Dispositivos de achique y de lastre**

5.4.1 Los medios de achique de todos los compartimientos estancos, exceptuados los tanques de lastre y de carga permanentes, cumplirán con las prescripciones más rigurosas de la Regla 18 del Capítulo II-1 del Convenio\*.

5.4.2 Los sistemas de achique, de lastre y de agotamiento se dispondrán de modo que los líquidos radiactivos no puedan desparramarse.

5.4.3 Las instalaciones de achique de los compartimientos en los que pueda haber fugas de líquidos radiactivos en el servicio normal serán distintas e independientes del sistema principal de achique del buque y adecuadas para las CUI 1 a 4. Los dispositivos de bombeo o las tuberías correspondientes que contengan materias radiactivas, de modo temporal o permanentemente, estarán adecuadamente blindadas.

#### **5.5 Sistemas de agua de refrigeración**

5.5.1 Los líquidos utilizados para refrigerar los componentes conectados al circuito primario tendrán que ser compatibles con todas las materias que estén normalmente en contacto con el refrigerante primario.

5.5.2 Para suministrar agua de refrigeración a los equipos auxiliares esenciales y a las máquinas principales, se instalarán tanto a babor como a estribor sistemas provistos de conductos de aspiración de agua de mar altos y bajos separados. Las descargas al mar procedentes de los sistemas esenciales tendrán que poder efectuarse en todo momento, incluidos los periodos en que el buque esté atracado a un muelle de construcción sólida.

5.5.3 Se proveerán medios que aseguren la refrigeración ininterrumpida y segura de los equipos auxiliares esenciales cuando el buque esté en dique seco. Podrán utilizarse suministros de agua tomada desde tierra, preferiblemente con dos conexiones independientes.

#### **5.6 Sistemas hidráulicos y neumáticos**

5.6.1 Se alimentará a los sistemas de aire comprimido que abastezcan al equipo auxiliar esencial o que se utilicen para fines de control, con dos compresores que funcionen sin ninguna dependencia recíproca, cada uno de los cuales pueda hacer funcionar los sistemas. Al menos uno de los sistemas estará conectado al sistema de suministro de energía de emergencia.

5.6.2 Con destino a cada sistema de aire comprimido esencial para la seguridad del reactor se proveerán al menos dos depósitos de aire independientes y distintos, cada uno de los cuales habrá de tener la capacidad necesaria para proporcionar los servicios esenciales a que esté destinado el sistema. Se considerará la posibilidad de fallo único de uno cualquiera de los componentes activos del sistema de aire comprimido.

---

\* Véase también la Regla 21 del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

5.6.3 Cuando sea necesario, el aire comprimido destinado al equipo regulador se secará, filtrará y acondicionará a la temperatura conveniente.

5.6.4 Lo prescrito en 5.6.1 y 5.6.2 se aplica también, en los casos procedentes, a la provisión de bombas y acumuladores y, en principio, a los sistemas hidráulicos si el funcionamiento de éstos cuenta para la seguridad del reactor.

## **5.7 Propulsión de emergencia**

5.7.1 La IPN se proyectará de modo que tenga una seguridad funcional al menos igual a la de una instalación propulsora tradicional.

5.7.2 Todo buque que lleve un reactor solamente, de un tipo cuya seguridad funcional no haya quedado demostrada, irá provisto de una fuente de energía propulsora de emergencia para la instalación propulsora principal, la cual:

- .1 tendrá potencia suficiente para que el buque pueda operar sin riesgos en puerto y mantener la necesaria velocidad de gobierno en la mar, en las condiciones correspondientes a un viento de través de fuerza 6 Beaufort, hallándose en cualquier condición normal de carga;
- .2 estará en situación de funcionar en el acto cuando el buque navegue por pasos angostos o con gran densidad de tráfico; y
- .3 estará situada fuera del compartimiento del reactor y en condiciones de seguir siendo utilizada si el reactor sufre un accidente.

## **PARTE B – SISTEMAS ELECTRICOS**

### **5.8 Generalidades**

5.8.1 La fiabilidad de la instalación eléctrica tendrá que estar en consonancia con las prescripciones que en relación con la seguridad nuclear y la del buque se formulan en el presente Código y en la resolución A.325(IX).\*

5.8.2 En todas las CUI, hasta la CUI 4a inclusive, el conjunto del sistema eléctrico, excluidos los grupos electrógenos que dependan del SNGV, podrá parar el reactor y mantenerlo en condiciones de seguridad durante un mínimo de 30 días, suponiendo que en el sistema eléctrico se produzca un fallo único además del evento iniciador que originó la CUI de que se trate (véase el Apéndice 6).

5.8.3 La instalación eléctrica estará constituida por un sistema eléctrico principal y un sistema eléctrico de emergencia.

5.8.4 El sistema eléctrico principal consta de generadores de servicio, generadores de reserva y una red de distribución principal, y suministra energía eléctrica para satisfacer tanto las necesidades del buque como las del reactor.

---

\* La resolución A.325(IX) ha quedado incorporada a las Partes C, D y E del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

5.8.5 Son generadores de servicio los electrogeneradores necesarios para mantener el buque en condiciones normales de utilización y habitabilidad, con el SNGV funcionando en régimen de potencia, sin recurrir a la generación de energía de reserva o de emergencia.

5.8.6 Son generadores de reserva los electrogeneradores independientes del SNGV precisos para reemplazar a los generadores de servicio que no pueden funcionar. Proporcionan los servicios necesarios para hacer posibles la propulsión y la seguridad en condiciones operacionales normales, mantener las condiciones de habitabilidad con un mínimo de comodidad y poner en funcionamiento el SNGV a partir de la condición de buque apagado.

5.8.7 Sistema eléctrico de emergencia es el sistema, constituido por fuentes de energía y su correspondiente red de distribución, que suministra energía eléctrica con la que satisfacer necesidades esenciales para la seguridad del buque y del reactor.

5.8.8 Fuente de energía eléctrica transitoria es la fuente de energía que garantiza un abastecimiento ininterrumpido de energía eléctrica para satisfacer determinadas necesidades cuando no hay disponibles otras fuentes de energía eléctrica.

5.8.9 El proyecto del sistema de energía eléctrica será tal que permita inspeccionar y probar con la periodicidad adecuada el equipo importante para la seguridad nuclear y la del buque.

5.8.10 El sistema eléctrico de emergencia y cada una de las secciones del sistema eléctrico principal tendrán la capacidad necesaria para abastecer por separado de energía suficiente a los sistemas de seguridad del reactor, a fin de que:

- .1 no se sobrepasen los límites fijados respecto del combustible en el proyecto ni otras condiciones del reactor determinadas en el proyecto, a causa de cualquiera de las CUI hasta la 4a inclusive; y
- .2 se refrigere el núcleo y se conserven otras funciones vitales en el supuesto de que se produzcan accidentes previstos, dados los ángulos indicados en el Capítulo 2.

5.8.11 Los grupos electrógenos independientes del SNGV serán tales que, si uno cualquiera de ellos deja de funcionar, los demás generadores puedan proporcionar los servicios eléctricos necesarios para la puesta en funcionamiento a partir de la condición de buque apagado y para mantener las condiciones mínimas de comodidad y de habitabilidad durante la puesta en funcionamiento del reactor. Los generadores de emergencia podrán utilizarse para la puesta en funcionamiento si su capacidad les permite proporcionar a la vez los servicios esenciales para la seguridad del buque.

## 5.9 Sistema eléctrico principal

5.9.1 El sistema eléctrico principal se proyectará de modo que:

- .1 el fallo de un solo componente de un generador del sistema eléctrico principal, con su motor primario y sus elementos auxiliares,
  - .1.1 no entrañe una parada forzosa del reactor;
  - .1.2 no entrañe una pérdida en la maniobrabilidad del buque; y

- .1.3 no impida que en unos minutos vuelva a disponerse de la totalidad de energía eléctrica necesaria para mantener el buque en condiciones normales de utilización y de habitabilidad;
- .2 el fallo de un solo componente de la red de distribución principal no entrañe:
  - .2.1 una parada forzosa del reactor;
  - .2.2 una pérdida en la maniobrabilidad del buque.

5.9.2 La capacidad de los generadores de servicio será la que permita a éstos suministrar la totalidad de la energía eléctrica necesaria para mantener el buque en condiciones normales de utilización y habitabilidad.

5.9.3 El sistema eléctrico principal podrá ser alimentado al menos por un grupo electrógeno de reserva.

5.9.4 Los generadores de reserva tendrán la capacidad que les permita suministrar la energía eléctrica necesaria para poner en funcionamiento el SNGV a partir de la condición de buque apagado y proporcionar los servicios necesarios para establecer condiciones operacionales normales a fines de propulsión y seguridad y condiciones de habitabilidad con un mínimo de comodidad.

5.9.5 Los grupos electrógenos de reserva se proyectarán de modo que puedan ponerse en funcionamiento y admitir automáticamente la carga con tanta rapidez como sea factible en condiciones de seguridad (por ejemplo, en unos minutos) tras producirse la caída de tensión en sus correspondientes barras colectoras. Con objeto de que los sistemas necesarios para la seguridad se hallen rápidamente disponibles, cuando sea preciso se tomarán medidas, encaminadas a la reducción de la carga a fin de desconectar automáticamente los circuitos que no sean esenciales para la seguridad del buque.

5.9.6 La fuente de combustible de los grupos electrógenos de reserva:

- .1 se proyectará de modo que impida que un fallo de modo común inutilice todos los grupos electrógenos y estará situada lo más cerca posible de cada grupo electrógeno de reserva;
- .2 podrá ser utilizada por los generadores de emergencia;
- .3 será suficiente para abastecer a plena carga a todo generador de reserva el tiempo correspondiente a la travesía del buque y para satisfacer las necesidades planteadas en situaciones de emergencia; y
- .4 no dejará de poder ser utilizada por cualquiera de los generadores de emergencia a causa de una condición que inutilice a un generador de reserva.

5.9.7 El sistema eléctrico principal se dividirá como mínimo en dos secciones, cada una de las cuales estará provista de su propio cuadro de distribución principal y alimentada por un generador de servicio al menos.

5.9.8 Las secciones del sistema eléctrico principal quedarán dispuestas de modo que ninguna CUI 1 ó 2 que inutilice una de dichas secciones pueda inutilizar otra.

5.9.9 Los equipos redundantes alimentados por el sistema eléctrico principal se distribuirán por igual entre las secciones de dicho sistema y estarán adecuadamente separados. Las redes de distribución se proyectarán y ubicarán de modo que en la medida de lo posible se reduzca al mínimo la probabilidad de que fallen simultáneamente cuando estén siendo utilizadas en las condiciones de accidente y ambientales previstas.

## 5.10 Sistema eléctrico de emergencia

5.10.1 El sistema eléctrico de emergencia y todo grupo electrógeno independiente del SNGV que suministre cargas para situaciones de emergencia, al igual que los sistemas de distribución de emergencia, tendrán independencia, redundancia y aptitud para ser objeto de pruebas, en la medida necesaria para poder desempeñar sus funciones de seguridad en el supuesto de que se produzca un fallo único en cualquiera de las CUI hasta la 4a inclusive, según lo definido en 5.8.2.

5.10.2 Todo grupo electrógeno provisto para satisfacer lo prescrito en 5.8.2, a fin de suministrar cargas de emergencia, tendrá que cumplir con las prescripciones del presente Código relativas a los grupos electrógenos de emergencia.

5.10.3 El sistema eléctrico de emergencia tendrá la capacidad prescrita en la resolución A.325(IX)\*, y además la necesaria para:

- .1 parar el reactor en condiciones de seguridad;
- .2 llevar al reactor al estado subcrítico, en frío, y mantenerlo en ese estado en condiciones de seguridad; y
- .3 suministrar energía para todas las funciones de seguridad del reactor.

5.10.4 Los sistemas de distribución de emergencia provistos para satisfacer lo prescrito en 5.8.2 estarán separados de modo que la CUI iniciadora no pueda inutilizar más de una red de distribución de emergencia.

5.10.5 Todo cuadro de distribución de emergencia podrá recibir energía eléctrica desde cualquiera de las secciones del sistema eléctrico principal.

5.10.6 Alimentará los sistemas de protección y de seguridad del reactor y los correspondientes dispositivos de seguridad la red de distribución de emergencia.

5.10.7 Las funciones de puesta en marcha y de mando del generador de emergencia podrán efectuarse desde el cuadro de distribución al cual esté conectado el generador de que se trate, y todo generador de emergencia estará situado en el mismo compartimiento que el cuadro de distribución de emergencia al que esté conectado.

5.10.8 Se podrá dar comienzo al suministro de energía de emergencia independientemente desde la cámara de mando principal del reactor, el puesto de mando de emergencia y el emplazamiento del grupo electrógeno de emergencia. Ningún siniestro producido en uno cualquiera de estos espacios que no sea aquel en que esté ubicado el grupo electrógeno de emergencia impedirá que las funciones de puesta en marcha y de mando del generador de emergencia se efectúen desde el cuadro de distribución de emergencia.

5.10.9 El equipo eléctrico y las máquinas y los sistemas no eléctricos que no estén relacionados con la función de emergencia no se instalarán en los espacios en que estén ubicados los generadores, los mandos y los cuadros de distribución de emergencia.

5.10.10 Todo generador de emergencia se pondrá en marcha automáticamente cuando se emite una señal que indique un descenso de la tensión en su barra colectora.

---

\* La resolución A.325(IX) ha quedado incorporada a las Partes C, D y E del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

5.10.11 El sistema eléctrico de emergencia habrá de poder aceptar sus cargas poco después de su puesta en funcionamiento. Este intervalo tendrá que ser compatible con las necesidades correspondientes a las CUI 1 a 4a.

5.10.12 El sistema eléctrico de emergencia tendrá que poder ser objeto de pruebas periódicas de funcionamiento a plena carga, y de intervalo de entrada en acción, en condiciones simuladas de fallo del suministro de energía. La fuente de energía eléctrica de emergencia será independiente de otras fuentes de energía eléctrica, en tal medida que los fallos que se den en dichas fuentes no menoscaben la seguridad funcional ni la eficacia que se requieran del sistema de emergencia.

5.10.13 El proyecto del sistema eléctrico de emergencia será tal que no se precise la sincronización directa de las fuentes energéticas para hacer frente a una situación de emergencia.

5.10.14 Tendrá que haber suficiente combustible disponible para los grupos electrógenos de emergencia durante 30 días, como mínimo, después de cualquier CUI, hasta la CUI 4a inclusive.

### 5.11 Fuentes transitorias de energía

5.11.1 Se proveerán fuentes transitorias de energía que tengan independencia, redundancia y aptitud para ser objeto de pruebas, en la medida necesaria para poder desempeñar sus funciones de seguridad en el supuesto de que se produzca un fallo único en cualquiera de las CUI hasta la 4a inclusive, según lo definido en 5.8.2.

5.11.2 Se podrá prescindir de las fuentes transitorias de energía si cabe demostrar que los elementos consumidores indicados en 5.11.4 tienen una fuente de energía que no puede quedar interrumpida aun suponiendo un fallo único en cualquier condición hasta la CUI 4a inclusive, según lo definido en 5.8.2, y que se satisface lo prescrito en 5.11.3 a 5.11.6.

5.11.3 Las fuentes transitorias de energía tendrán que estar separadas de modo que ninguna condición, de CUI 1 a 4a, pueda inutilizar más de una fuente de energía redundante.

5.11.4 Toda fuente transitoria de energía se proyectará de modo que durante 30 minutos como mínimo pueda alimentar los siguientes elementos consumidores del reactor:

- .1 los mandos y el equipo de monitorización del sistema de seguridad del reactor;
- .2 los sistemas de monitorización para la radioprotección;
- .3 otros mandos y equipo de monitorización del reactor utilizados en relación con las CUI 1 a 4a previsibles;

el suministro de energía para equipo distinto del citado necesitará la aprobación de la Administración.

5.11.5 Si se utilizan baterías de acumuladores como fuentes transitorias de energía, la capacidad de su sistema de carga estará basada en la combinación máxima de cargas continuas/cargas transitorias y régimen de carga que se necesite para que los acumuladores puedan pasar del estado de carga mínima al de plena carga. Durante la descarga, las

tolerancias en cuanto a las discrepancias de tensión tendrán que estar dentro de los límites fijados en las Reglas 20 a 21 d) de la resolución A.325(IX)\*.

5.11.6 Las baterías de acumuladores tendrán que satisfacer lo prescrito en la resolución A.325(IX)\*\*. Los acumuladores utilizados exclusivamente para el SNGV podrán estar situados por debajo de la cubierta corrida más alta, a condición de que ello no menoscabe la integridad del sistema que se establece en 5.11.1.

## **5.12 Conexiones de energía a tierra**

Se proveerán conexiones de energía a tierra que permitan suministrar energía eléctrica a cualquier parte del sistema eléctrico principal.

## **5.13 Aislamiento de los cables y de los componentes eléctricos**

5.13.1 Los cables y los componentes eléctricos que han de desempeñar sus funciones de seguridad después de un accidente hipotético tendrán que poder resistir las condiciones ambientales (presión, temperatura, humedad, etc.) relacionadas con tal accidente.

5.13.2 Los cables de conexión de los sistemas de seguridad, de los dispositivos de conmutación y de los elementos consumidores, cuando todo esto sea de naturaleza redundante, recorrerán trayectos completamente distintos y/o protegidos.

## **5.14 Perforación de barreras físicas como paso para cables eléctricos**

5.14.1 Las perforaciones practicadas a través de los elementos límite de la estructura de contención, del recinto de seguridad y del compartimiento del reactor para dar paso a cables eléctricos, se reducirán al mínimo que sea compatible con las consideraciones de seguridad. Tales perforaciones no tendrán que disminuir las necesarias estanquidad y resistencia al fuego de los citados elementos ni impedir la realización satisfactoria de inspecciones y pruebas.

# **CAPITULO 6 – RADIOPROTECCION**

## **6.1 Generalidades**

6.1.1 En el presente Capítulo se sientan los principios y exigencias fundamentales de la protección radiológica y del manejo de radiodesechos que procede considerar en el proyecto, la construcción y la utilización del buque nuclear. En otras partes del presente Código se exponen con más pormenores las medidas concretas que se necesitan para satisfacer las prescripciones del presente Capítulo.

6.1.2 Frecuentemente se utiliza en el presente Capítulo, y algunas veces en otros lugares del Código, la expresión "valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse". La CIPR ha indicado que en el contexto de la protección radiológica la expresión lleva

---

\* Véanse también las Reglas 42 y 43.4 del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

\*\* La resolución A.325(IX) ha quedado incorporada a las Partes C, D y E del Capítulo II-1 de las enmiendas de 1981 al Convenio.

implícito el sentido de una optimización de las medidas de protección radiológicas que permite que las actividades que entrañan una exposición a la radiación se desarrollen a un nivel de exposición tal (dentro de los límites de dosis equivalentes), que una reducción aún mayor no justificaría el aumento del costo necesario para lograrla. El procedimiento sugerido por la Comisión para la posible realización de evaluaciones de esta índole aparece expuesto en los párrafos 72 a 76 de la Publicación núm. 26 de la CIPR, mientras que en la núm. 45 de la Serie Seguridad, del OIEA, se da orientación complementaria relacionada específicamente con la emisión de materias radiactivas que van al medio ambiente.

## **6.2 Proyecto de los medios de protección radiológica**

6.2.1 La instalación electronuclear y otras fuentes de radiación se proyectarán y blindarán de modo que, en las CUI 1, 2 y 3, todas las exposiciones se mantengan a un valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse y, en todo caso, sin sobrepasar los límites pertinentes de dosis equivalente. Para regular la exposición se tendrá en cuenta la distancia y el tiempo de permanencia en el puesto de que se trate, así como el blindaje que pueda haber.

6.2.2 El proyecto será tal que, con el reactor funcionando normalmente o cuando se le pare, ninguna de las personas que haya a bordo o en las inmediaciones del buque pueda quedar expuesta, a causa de las operaciones del buque, a valores de radiación o de contaminación que sobrepasen los límites fijados de conformidad con 6.3.1.

6.2.3 Cuando proceda, en la fase de proyecto se adoptarán coeficientes de seguridad que dejen márgenes para casos imprevistos.

6.2.4 El proyecto del buque y de su IPN será tal que la utilización de un buque en las CUI 1 y 2 no pueda originar un aumento importante en el nivel de la radiación de fondo en un puerto.

6.2.5 El buque se dividirá en zonas designadas según la magnitud real o potencial del riesgo radiológico que las caracterice. Teniendo en cuenta la naturaleza del riesgo radiológico que haya en las zonas controladas y vigiladas, se dispondrán según sea necesario barreras de acceso, indumentaria protectora, aparatos de monitorización individuales, instalaciones en las que lavarse y vestuarios, entre las zonas controladas o vigiladas y las zonas adyacentes no controladas, para impedir el paso de la contaminación de una zona a otra. En la entrada de una zona controlada o vigilada se colocarán advertencias que señalen los riesgos existentes. Sólo tendrán acceso a las zonas controladas las personas autorizadas, de cuyas entradas y salidas se llevará un registro.

6.2.6 Los medios de protección radiológica serán tales que en condiciones operacionales normales no sea necesario imponer restricciones al transporte y manipulación de la carga ni al mantenimiento de la parte tradicional del buque. Mientras el buque permanezca en dique seco, podrá limitarse con medidas administrativas el acceso al fondo del mismo.

6.2.7 Dentro de las zonas no controladas cabe esperar que, en la medida en que esto sea razonablemente factible, las intensidades de dosis absorbida, en régimen de potencia, en las CUI 1 y 2, no rebasen los valores dados a fines de orientación en el Apéndice 4.

6.2.8 El proyecto será tal que, en la medida en que ello sea razonablemente factible, reduzca al mínimo la dispersión de la reactividad. Todas las partes del buque en que pueda haber materias radiactivas o contaminación quedarán identificadas como tales y

en la fase de proyecto se tomarán medidas adecuadas para reducir al mínimo la dispersión de materias radiactivas o de la contaminación hacia otras partes y para que puedan llevarse a cabo en condiciones de seguridad todas las operaciones de descontaminación necesarias, dentro de los límites pertinentes de dosis equivalente.

6.2.9 Habrá que tener en cuenta el riesgo potencial de que las superficies y el equipo experimenten contaminación. En la fase de proyecto se tomarán medidas adecuadas para reducir al mínimo las dificultades de los procedimientos de descontaminación y controlar eficazmente los radiodesechos. Se evitarán las irregularidades estructurales y superficiales en todos los sistemas y en el equipo que contengan materias radiactivas.

6.2.10 El proyecto del reactor y de su correspondiente instalación (incluida la de manejo de los desechos), sus blindajes y sus medios de contención, así como el emplazamiento de todo ello en el buque, serán tales que ninguna emisión de radiactividad originada por las CUI pueda impedir el movimiento del buque observando lo prescrito en 6.3.1.3.

6.2.11 La dosis equivalente debida a una irradiación externa, así como la dosis equivalente consignada, debida a la asimilación de radiactividad, que pueden recibirse en la superficie exterior del casco del buque o en su proyección vertical, según proceda, tendrán que ajustarse a lo prescrito en 6.3.1.3, en cualquiera de las condiciones de accidente considerada como CUI 4.

6.2.12 Las partes del buque que habrán de ocupar los pasajeros o la tripulación en toda CUI 4 estarán situadas y/o blindadas de modo que garanticen que las dosis que puedan recibir las personas que permanezcan en esos espacios mientras dure el evento de que se trate se ajustan a lo prescrito en 6.3.1.

6.2.13 Se tomarán las medidas necesarias para que las operaciones de revisión y de mantenimiento, y las inspecciones que proceda realizar en servicio puedan llevarse a cabo en condiciones de seguridad, sin exposiciones inadmisibles de las personas a radiaciones ni emisión inadmisible de materias radiactivas que vayan al medio ambiente.

### **6.3 Protección de las personas**

6.3.1 Límites de la exposición a la radiación y de los niveles de contaminación:

6.3.1.1 Las dosis de radiación recibidas por la tripulación, otras personas que pueda haber a bordo y el público en general, a causa de la utilización del buque en las CUI 1, 2 y 3, tendrán que mantenerse a un valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse y dentro de los límites apropiados de dosis equivalentes que recomiende la CIPR.

6.3.1.2 La contaminación de superficie o la producida por aerosoles, a consecuencia de las CUI 1, 2 y 3, se mantendrá dentro de límites derivados de los límites aplicables de dosis equivalente.

6.3.1.3 El límite base de proyecto correspondiente a las dosis recibidas por las personas que pueda haber a bordo del buque y por el público en general en el supuesto de una CUI 4 no será superior al doble del límite de la dosis anual equivalente, aplicable respecto de las personas profesionalmente expuestas.

6.3.2 A menos que hayan sido designados como personas profesionalmente expuestas, ningún tripulante y ninguna otra persona que se halle a bordo o en las inmediaciones del

buque podrán quedar expuestos, a causa de la utilización del buque, a dosis de radiación que rebasen el límite de la dosis equivalente aplicable al público en general.

6.3.3 Únicamente las personas que normalmente trabajen en las zonas controladas o vigiladas del buque podrán ser consideradas como personas profesionalmente expuestas.

6.3.4 El buque dispondrá de medios suficientes de protección individual, incluidas máscaras de respiración con filtro y equipos con alimentación de aire, para hacer frente a las exigencias propias de las CUI 1 a 4.

6.3.5 Se establecerán procedimientos, expuestos en documentos apropiados, que den una adecuada radioprotección a los tripulantes en todas las CUI, y que comprenderán:

- .1 el reconocimiento sistemático, y efectuado a fondo, de las zonas de trabajo antes del comienzo del trabajo;
- .2 la planificación del trabajo y del tiempo que el trabajador haya de permanecer en la zona de trabajo, de modo que las exposiciones individuales a la radiación se mantengan a un valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse y dentro de los límites fijados en 6.3.1.1 y 6.3.1.2;
- .3 la estimación de las exposiciones individuales a la radiación para el trabajo planificado;
- .4 la selección de los dosímetros individuales, indumentaria protectora y equipo de respiración y de comunicaciones necesarios para cada trabajador;
- .5 los mecanismos de control administrativo que impidan la exposición fortuita a niveles de radiación inesperadamente altos en las operaciones de mantenimiento y durante las inspecciones;
- .6 las medidas profilácticas y la descontaminación de los trabajadores contaminados y de las superficies no blindadas; y
- .7 los procedimientos de emergencia para casos de radiación a bordo del buque, incluida la relación con el plan para contingencias portuarias de la Administración, y ejercicios regulares periódicos en relación con todos los planes de emergencia.

6.3.6 No se introducirá ningún cambio en los procedimientos de radioprotección (especiales u ordinarios) sin el asesoramiento de la autoridad de física radiológica de a bordo designada al efecto y la aprobación del capitán.

6.3.7 Se llevará un registro detallado de las dosis recibidas por cada tripulante al que se considere persona profesionalmente expuesta y que normalmente trabaje en una zona controlada. Las demás personas que tengan que entrar en zonas controladas o vigiladas irán provistas de dosímetros individuales aprobados, y respecto de ellas se llevará el oportuno registro de dosis recibidas.

6.3.8 Cuando un buque nuclear cese en el servicio se tomarán precauciones encaminadas a proteger, en la medida en que esto sea razonablemente factible, a las personas y, del mismo modo, al medio ambiente contra los riesgos de radiación y de contaminación nacidos principalmente de:

- .1 los elementos combustibles y efluentes altamente radiactivos;

- .2 los refrigerantes y los componentes del circuito primario del reactor y de otros circuitos de baja radiactividad; y
- .3 cualquier otro radiodesecho resultante de la cesación en el servicio del buque.

#### **6.4 Dosimetría y monitorización**

6.4.1 Se proveerán en el buque medios de monitorización constituidos por equipo fijo o portátil, según se requiera, para indicar y registrar, si es necesario, niveles de radiación, niveles de contaminación en la superficie o producida por aerosoles, y concentraciones y flujos radiactivos. Figurarán entre esos medios:

- .1 los que permitan dar la alarma y, cuando sea necesario, actuar si se sobrepasan los niveles predeterminados de radiación, contaminación, concentraciones radiactivas y flujos radiactivos;
- .2 equipo que indique y registre los niveles de radiación y las concentraciones de actividad de los circuitos de refrigeración primario y secundario, de todos los radiodesechos almacenados a bordo y de todas las descargas potencialmente radiactivas efectuadas desde el buque;
- .3 equipo que indique la concentración de actividad de los fluidos refrigeradores de los componentes del SNGV que estén en contacto con el refrigerante primario presionizado; y
- .4 existencias suficientes, a fines de reposición, de instrumentos de monitorización y de medios, instalados a bordo, apropiados para el mantenimiento y la calibración del equipo de monitorización.

6.4.2 El conjunto de aparatos de monitorización fijos y portátiles habrá de hacer posible la vigilancia de las radiaciones cuando se esté utilizando normalmente el SNGV y en condiciones de accidente.

6.4.3 Cuando sea posible, las indicaciones de los niveles de radiación y de la contaminación producida por aerosoles en las zonas controladas se presentarán en un puesto central de regulación. Los circuitos de refrigeración secundario e intermedio, así como la atmósfera del interior de la estructura de contención y del recinto de seguridad serán objeto de monitorización continua mediante sistemas distintos que transmitirán las oportunas indicaciones a un puesto central de regulación y que activarán una alarma dentro del recinto de seguridad si se detecta un aumento apreciable de dichos niveles.

6.4.4 Los datos facilitados por el equipo fijo de monitorización se complementarán con datos aportados, en el curso de las inspecciones regulares, por monitores portátiles. Se adiestrará al personal que realice tales inspecciones en el uso de los instrumentos que proceda utilizar.

6.4.5 Se establecerá un número suficiente de puntos fijos de comprobación de las radiaciones, de modo que sea posible comparar periódicamente los niveles o las curvas de radiación dentro del buque durante la vida de éste con los resultados de los reconocimientos efectuados inicialmente, cuando entró en servicio. Se seleccionará un número suficiente de puntos fijos, principalmente en las instalaciones situadas dentro del recinto de seguridad. Se utilizarán también puntos situados fuera del recinto de seguridad, tanto dentro del buque como en su superficie exterior.

6.4.6 Los niveles o las curvas de radiación se verificarán en régimen de plena potencia, en régimen de potencia portuaria, al parar el reactor, al fondear y al varar en dique seco. Las curvas se trazarán de nuevo si es necesario. Además, en las zonas del buque normalmente accesibles se efectuarán comprobaciones periódicas para determinar la contaminación.

6.4.7 El buque estará provisto del número de monitores portátiles que permita llevar a cabo reconocimientos ordinarios y de emergencia de la radiación; este equipo comprenderá medidores de radiaciones beta, gamma y de neutrones, instrumentos de muestreo del aire y monitores de contaminación alfa/beta.

6.4.8 El número de dosímetros individuales que se lleven a bordo habrá de satisfacer las necesidades de servicio normal y ser suficiente para todos los pasajeros y tripulantes en caso de accidente.

6.4.9 Además de llevar los instrumentos arriba citados, el buque irá provisto de equipo adecuado de laboratorio que la Administración estime satisfactorio, para el análisis de muestras radiactivas.

6.4.10 Los sistemas de monitorización y de registro de la radiactividad comprenderán:

- .1 equipo fijo y portátil para evaluar las concentraciones y las cantidades de partículas de materias radiactivas que en forma gaseosa y de aerosoles puedan dispersarse en el medio ambiente;
- .2 equipo para detectar emisiones de materias radiactivas procedentes de los elementos combustibles y para detectar la presencia de gases radiactivos en el refrigerante primario;
- .3 equipo instalado, incluido un sistema de alarma adecuado, para monitorizar el régimen de emisión de radiactividad y la actividad total emitida desde los conductos de descarga gaseosas;
- .4 equipo para evaluar, con precisión especificada, la concentración de la actividad y la cantidad total de desechos líquidos que haya en las instalaciones de captación, tratamiento y almacenamiento;
- .5 equipo para determinar los niveles de radioisótopos especificados, presentes en los desechos líquidos, antes de descargar éstos en el medio marino;
- .6 equipo instalado conectado a un sistema de alarma adecuado, y con aptitud para aislar automáticamente los conductos de descarga de desechos líquidos, destinado a medir y registrar la concentración de actividad y el régimen de descarga cuando se permita descargar desechos líquidos en el mar;
- .7 equipo para evaluar los niveles y los tipos de radiación emitida por los radio-desechos sólidos, antes de la separación y el tratamiento; y
- .8 procedimientos y equipo de pruebas y monitorización adecuados para verificar si el equipo de manejo de desechos funciona correctamente.

6.4.11 Se llevará un registro detallado, completo y permanente de:

- .1 las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas o por las demás personas que se hallen a bordo, en cumplimiento de lo prescrito en 6.3.7;

- .2 los niveles de radiación en todo el buque;
- .3 los niveles de contaminación en las partes accesibles del buque;
- .4 los radiodesechos (sólidos, líquidos y gaseosos) que se produzcan, los tipos de tratamiento utilizados y las cantidades y emplazamientos de radiodesechos almacenados a bordo;
- .5 las cantidades y las actividades respectivas de los desechos descargados desde el buque y la hora y el punto geográfico de las descargas;
- .6 la estimación efectuada de la composición isotópica de las descargas, incluidas las estimaciones de la cantidad de radiactividad correspondiente a cada uno de los constituyentes principales o a otros constituyentes especificados;
- .7 las intensidades de las dosis en las zonas de almacenamiento de desechos con miras a crear registros de física radiológica; y
- .8 la radiactividad del refrigerante del circuito primario.

6.4.12 De conformidad con el Capítulo 7, se tomarán las medidas oportunas para que se informe con prontitud acerca de las emisiones de emergencia o accidentales de materias radiactivas que sobrepasen los límites recomendados y para que, también rápidamente, se difunda esa información.

## **6.5 Manejo de radiodesechos – prescripciones generales**

6.5.1 El proyecto del SNGV y de las partes del buque relacionadas con el mismo habrá de hacer posible el manejo sin riesgos de los radiodesechos, ya almacenándolos y finalmente eliminándolos, ya efectuando su dispersión controlada en el medio ambiente con las limitaciones impuestas por 6.6.1.

6.5.2 El proyecto del SNGV será tal que la producción de radiodesechos se reduzca tanto como razonablemente quepa lograr.

6.5.3 En el proyecto del SNGV se tomarán las disposiciones apropiadas para el control y el tratamiento de las materias radiactivas sólidas, líquidas y gaseosas producidas en las CUI 1 y 2, a fin de que el impacto radiológico en el buque y en su entorno sea tan leve como razonablemente quepa lograr y esté dentro de los límites indicados en 6.6.1.

6.5.4 En el proyecto y en la utilización de las instalaciones de tratamiento y almacenamiento se tendrán en cuenta:

- .1 los valores de radiactividad que posiblemente aparezcan;
- .2 las necesidades de blindaje y refrigeración;
- .3 los posibles efectos corrosivos de determinados líquidos o gases radiactivos;
- .4 la detección de fugas;
- .5 la presencia y la detección de gases combustibles tales como el hidrógeno; y

- .6 las medidas tomadas para impedir la explosión de gases o de líquidos combustibles y para atenuar sus efectos, si se produce.

6.5.5 La capacidad mínima de las instalaciones de almacenamiento de radiodesechos líquidos, sólidos y gaseosos tendrá que ser adecuada para el servicio del buque y ofrecer un margen adecuado para casos imprevistos. En relación con esta capacidad habrá que tomar en consideración una serie de probables condiciones de tratamiento en la instalación, así como el periodo que media entre las descargas de los desechos en las adecuadas instalaciones de manipulación de desechos situadas en tierra.

6.5.6 Las instalaciones destinadas al manejo de desechos se proyectarán de modo que no pueda producirse la dispersión no controlada de radiodesechos en el medio ambiente.

6.5.7 Las instalaciones de almacenamiento, tratamiento a bordo (si las hay) y transporte, y las tuberías de descarga de radiodesechos, se proyectarán, construirán, utilizarán, mantendrán e inspeccionarán de acuerdo con una rigurosa norma, en armonía con su importancia para la seguridad, y de modo que impidan toda dispersión no controlada de materias radiactivas en el medio ambiente o en otros compartimientos del buque.

6.5.8 En el Expediente de seguridad se consignarán los criterios relativos al proyecto, la fabricación, la utilización y las pruebas de las instalaciones destinadas al tratamiento de radiodesechos (si las hay) y de las instalaciones de almacenamiento. En dichos criterios se tendrá en cuenta la posible necesidad de separar los desechos en consideración a sus propiedades químicas y a sus características radiactivas; por ejemplo, su actividad específica o su contenido de radioisótopos.

6.5.9 Los desechos combustibles se protegerán adecuadamente contra incendios.

6.5.10 Las operaciones de manipulación y almacenamiento de radiodesechos en cantidades que podrían contribuir en medida apreciable a las dosis individuales recibidas en caso de choque/abordaje, en general tendrán que quedar confinadas a las zonas que se encuentren dentro de la estructura anticolidión. Podrán trasladarse fuera de esas zonas cantidades limitadas de radiodesechos, a condición de que éstos vayan envasados en recipientes aprobados por la Administración.

6.5.11 El buque no transportará radiodesechos aparte de sus propios desechos, debidamente tratados, a menos que los lleve como carga de conformidad con acuerdos internacionales aceptados.

## **6.6 Criterios relativos a la descarga de radiodesechos**

6.6.1 Los niveles de radiactividad de los desechos resultantes de las operaciones del buque, descargados en el medio ambiente en las CUI 1 y 2, tendrán que ser tan bajos como razonablemente pueda alcanzarse y en todo caso estarán dentro de los límites siguientes:

Tipo de desechos	Puertos y estuarios	Otras aguas sometidas a la jurisdicción del Estado ribereño, o hasta una profundidad de 1 000 brazas (1 829 metros), si ésta es superior a la de dichas aguas	Alta mar, más allá de los límites de la columna 3
1	2	3	4
Sólidos	Prohibidas las descargas	Prohibidas las descargas.	Prohibidas las descargas
Líquidos	Prohibidas las descargas, salvo que estén específicamente autorizadas por la Administración del Estado huésped.	La cantidad total de actividad descargada* fuera de los puertos y los estuarios no será superior a $7,4 \times 10^{10}$ Bq (2 Ci) por mes.  asimismo: la concentración de actividad no será superior a $3,7 \text{ MBq/m}^3$ ( $10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^3$ ). En las aguas sometidas a la jurisdicción del Estado ribereño las descargas se efectuarán de conformidad con las reglas establecidas por la Administración del Estado huésped y con la norma anterior.	
Gaseosos	Se evitarán las descargas en la medida de lo posible; si son inevitables, habrán de ajustarse a las exigencias de la Administración del Estado huésped.	Las descargas en aguas sometidas a la jurisdicción del Estado ribereño tendrán que ser autorizadas por la Administración del Estado huésped. En otras aguas, las descargas se permitirán si se observa lo prescrito en 6.3.1.	Las descargas se permitirán si se observa lo prescrito en 6.3.1.

\* Estos criterios restrictivos reflejan la experiencia adquirida, que demuestra que las necesidades operacionales son muy pequeñas y que en general se puede llevar sin dificultad la mayor parte de los desechos al puerto que pueda contar con mejores instalaciones para tratarlos. No hay que interpretar que los límites indican que las descargas en cantidades superiores constituirían un riesgo considerable. El OIEA ha decidido examinar dentro de algún tiempo la cuestión de los criterios relativos a las descargas de radiodesechos en el mar efectuadas por los buques.

6.6.2 El proyecto será tal que, en la medida de lo posible, impida las descargas de efluentes radiactivos gaseosos cuando el buque se halle surto en puerto. Tales descargas, si son necesarias, se ajustarán a lo prescrito por la Administración del Estado huésped.

6.6.3 La descarga de desechos sólidos y líquidos en instalaciones apropiadas de los muelles se efectuará de conformidad con los reglamentos promulgados por las autoridades locales y la Administración del Estado huésped.

6.6.4 La protección, para las personas que pueda haber a bordo y en las inmediaciones del buque, contra los riesgos radiológicos nacidos de la manipulación de desechos, habrá de satisfacer lo prescrito en 6.2.

## 6.7 Manejo de radiodesechos sólidos

6.7.1 Las fuentes típicas de radiodesechos sólidos que han de tomarse en consideración son las que contienen radiactividad procedente del SNGV, a saber:

- .1 resinas intercambiadoras de iones;
- .2 filtros; y
- .3 artículos varios, entre ellos prendas, herramientas y artículos contaminados del laboratorio de análisis de muestras.

6.7.2 Las descargas de radiodesechos sólidos sólo se efectuarán en instalaciones del muelle provistas de equipo apropiado y no en el mar. El trasvase desde el buque hasta las instalaciones apropiadas del muelle se hará bajo riguroso control fisicorradiológico a fin de reducir al mínimo la exposición directa a la radiación y evitar la contaminación de superficie o la producida por aerosoles.

6.7.3 Antes de almacenar los radiodesechos sólidos habrá que separarlos como corresponda atendiendo a su actividad, los tipos de radiación que emitan, su actividad química, combustibilidad, etc. En el proyecto del buque se podrán incluir sistemas de solidificación y/o reducción de volumen, contando con que satisfagan las prescripciones del presente Código en cuanto a especificaciones y proyecto del buque. Si se incluyen tales instalaciones, habrá que prestar la debida atención a su seguridad en condiciones de utilización normal y a la necesidad de descargar finalmente los desechos. En las instalaciones de almacenamiento de radiodesechos sólidos habrá que prever la posibilidad de que tales desechos contengan o produzcan gases o líquidos. Cuando tal posibilidad exista, los desechos tendrán que conservarse en recipientes o tanques herméticos para los que tal vez se necesitarán medios de aireación. Dichos tanques serán objeto de inspecciones y de operaciones de mantenimiento periódicos, y habrá que disponer de equipo adecuado para comprobar su integridad y su estanquidad. Cuando sea necesario un sistema de aireación, éste tendrá que estar conectado a una instalación de almacenamiento o a un conducto de descarga aprobado que la Administración juzgue aceptable para utilización en puerto o en la mar.

## 6.8 Manejo de radiodesechos líquidos

6.8.1 Las instalaciones colectoras, de tratamiento (si las hay) y de almacenamiento emplazadas a bordo para los desechos, se proyectarán de modo que sean suficientes para el volumen de desechos líquidos resultantes de la utilización del SNGV, por ejemplo a causa de:

- .1 el aumento en el volumen del refrigerante primario ocasionado por la expansión térmica producida cuando se lleva el reactor a las temperaturas de funcionamiento;
- .2 las fugas y los desechos originados por los circuitos primario y auxiliar, la descontaminación de equipo y del personal, la lavandería, el muestreo y otras fuentes diversas; y

.3 los trabajos de reparación y mantenimiento.

6.8.2 La descarga de grandes cantidades de radiodesechos químicamente tóxicos, posiblemente originados por los principales procedimientos de descontaminación que exige el agotamiento de los circuitos radiactivos, se efectuará con ayuda de instalaciones especiales que satisfagan las prescripciones de la Administración en cuanto al lugar de descarga. Estas instalaciones habrán de hacer posible el trasvase de radiodesechos líquidos del buque a tierra o a instalaciones flotantes especiales mediante dos sistemas distintos, de los cuales uno estará destinado a los desechos de alta radiactividad y otro a los desechos de baja radiactividad.

6.8.3 A reserva de lo dispuesto en 6.5.10, los líquidos radiactivos se recogerán y almacenarán a bordo del buque en recipientes o tanques cerrados si su descarga va a sobrepasar los límites fijados en 6.6.1.

6.8.4 En el proyecto de las instalaciones de tratamiento y almacenamiento de radiodesechos líquidos se tendrán en cuenta las prescripciones siguientes:

- .1 los desechos se separarán atendiendo a su naturaleza física y química y/o a sus características radiactivas, por ejemplo su actividad específica o su contenido de isótopos;
- .2 se proveerán medios para extraer de los sistemas los sedimentos no deseados;
- .3 se instalará un sistema de monitorización y tanques de demora provistos de medios con los que determinar el volumen y la radiactividad de su contenido, así como el régimen de dispersión de tal contenido en el medio ambiente; en el proyecto habrá de preverse la posibilidad de someter a tratamiento complementario al contenido, si esto es necesario;
- .4 todo conducto de descarga y trasvase de radiodesechos irá provisto de medios de aislamiento automáticos que impidan las emisiones accidentales o no controladas;
- .5 la capacidad de los tanques de almacenamiento habrá de ser suficiente para todos los líquidos de sentina acumulados en el recinto de seguridad y otras zonas controladas, en las CUI 1 y 2; y
- .6 se proveerán medios apropiados de refrigeración y blindaje de las instalaciones de tratamiento y almacenamiento.

## **6.9 Manejo de radiodesechos gaseosos**

6.9.1 Los radiodesechos gaseosos cuyo manejo es necesario son los originados en el SNGV por causas entre las que figuran:

- .1 la activación neutrónica del refrigerante primario y de sus impurezas;
- .2 el escape, desde elementos combustibles defectuosos, de productos de fisión gaseosos y volátiles; y
- .3 la activación neutrónica directa de la atmósfera de la estructura de contención.

6.9.2 Se dispondrá de medios reguladores de todas las vías de descarga por las cuales los radiodesechos gaseosos puedan llegar al medio ambiente. Entre las fuentes típicas de descarga están:

- .1 las fugas del refrigerante primario;
- .2 la aireación del circuito primario;
- .3 la aireación de los espacios de los tanques de desechos en los que haya gases; y
- .4 la aireación del volumen de la estructura de contención.

6.9.3 Las descargas efectuadas en el medio ambiente se ajustarán a lo prescrito en 6.6.1. Si no es posible conseguir esto inicialmente, los desechos gaseosos se tratarán a fin de satisfacer los criterios relativos a su emisión o se almacenarán en instalaciones especialmente dispuestas a bordo.

6.9.4 Podrá permitirse la compresión de los radiodesechos gaseosos y su almacenamiento a presión, a condición de que el proyecto, la construcción, la utilización y las pruebas que proceda realizar en servicio de los recipientes de almacenamiento a presión y sus correspondientes tuberías, satisfagan las prescripciones especificadas en el presente Código. Habrá que demostrar mediante evaluación que el fallo de un recipiente de almacenamiento no dará origen a una condición inaceptable. Se tendrán en cuenta también los riesgos que puedan originar los gases combustibles almacenados o comprimidos.

6.9.5 La concentración de la actividad de efluentes gaseosos que vayan a la atmósfera tendrá que ser objeto de control y, si es necesario, de dilución, de modo que no se sobrepase la concentración de actividad máxima admisible. Los conductos de descarga irán provistos de medios de aislamiento que impidan las emisiones accidentales o no controladas.

6.9.6 Habrá de ser posible monitorizar los niveles de actividad o de radiación, según proceda en la zona de los recipientes de almacenamiento.

## **6.10 Ventilación y filtración\***

6.10.1 Se dispondrá una combinación de medios eficaces de ventilación y filtración para:

- .1 mantener en los espacios de dotación permanente la concentración de radiactividad producida por aerosoles, dentro de los límites establecidos de conformidad con 6.3.1.2;
- .2 mantener la posibilidad de purgar la estructura de contención del reactor; e
- .3 impedir la dispersión no controlada de la contaminación producida por los aerosoles.

6.10.2 La exhaustación del sistema de purga de la estructura de contención y del sistema de ventilación del recinto de seguridad se realizará por una vía provista de medios de monitorización, alarma y filtración que termine en punto de descarga proyectado de modo que no pueda producirse la contaminación de las zonas normalmente habitadas ni la acumulación de materias radiactivas en los conductos de descarga.

---

\* Véase también 3.1.11, 3.2 y 4.11.1.

6.10.3 El sistema de ventilación y filtración de la estructura de contención tendrá que ser totalmente independiente de los sistemas que den servicio a cualquier compartimiento situado fuera del recinto de seguridad.

6.10.4 El aire extraído de las zonas controladas y vigiladas estará sometido a monitorización continua, y tendrá que ser posible hacer pasar ese aire por filtros eficaces que tengan un gran poder de separación.

## CAPITULO 7 – UTILIZACION DEL BUQUE

### 7.1 Principios generales de utilización del buque y órganos competentes

7.1.1 A todo buque mercante nuclear se le aplican las prescripciones fundamentales siguientes:

- .1 por lo que respecta a las reglas de navegación, no se otorgará a los buques nucleares ningún privilegio del que no gocen por igual los buques de propulsión tradicional de tipo análogo;
- .2 en todo momento, mientras haya combustible en el reactor, la IPN se hallará sometida a la supervisión de personal competente que montará una guardia permanente en la cámara de mando principal del reactor;
- .3 las tareas llamadas a ser realizadas a bordo del buque que supongan la manipulación y la eliminación de materias radiactivas gaseosas, líquidas o sólidas, o la posible dispersión de la contaminación, se llevarán a cabo sólo en emplazamientos adecuadamente dispuestos y equipados. Cuando se estén realizando esas tareas, la exposición a las radiaciones será objeto del debido control;
- .4 en el buque no se transportará ninguna sustancia fisionable, aparte del combustible que haya en el reactor o de la carga que se lleve de conformidad con el Código marítimo internacional de mercancías peligrosas;
- .5 se tomarán las medidas necesarias para que en condiciones normales de utilización (CUI 1) se pueda, con rapidez, poner en funcionamiento la IPN y elevar su potencia al régimen que convenga a las necesidades de una navegación segura; la fuente de energía propulsora de emergencia, si la hay, habrá de estar en condiciones de ser utilizada en el acto cuando el buque se encuentre en aguas costeras o portuarias;
- .6 la organización de las diversas modalidades de utilización de la IPN y de su correspondiente equipo tendrá que ajustarse a lo dispuesto en el Manual de instrucciones aprobado por la Administración; y
- .7 la dotación asignada y la formación, competencia y titulación de los oficiales y de la tripulación, serán las que la Administración juzgue satisfactorias y de tal índole que el buque pueda ser utilizado en condiciones de seguridad.

7.1.2 En ***Safety Recommendations on the Use of Ports by Nuclear Merchant Ships*** (Recomendaciones sobre la seguridad en la utilización de los puertos por parte de los buques mercantes nucleares), publicación realizada por la OCMI en nombre de la OCMI

y del OIEA, figuran consideraciones acerca de la utilización sin riesgos de los puertos y de sus accesos. Según sea necesario, los Gobiernos interesados publicarán disposiciones suplementarias relativas a la aproximación de buque nuclear a sus puertos, y a la entrada y permanencia en éstos de dichos buques.

7.1.3 Incumbirá a la organización responsable garantizar la utilización del buque y de su IPN en condiciones de seguridad. Dicha organización se asegurará de que:

- .1 el buque se utiliza de conformidad con lo dispuesto en el Expediente de seguridad, el Manual de instrucciones y cualquier reglamento pertinente promulgado por la Administración del Estado de abanderamiento o por la del Estado huésped;
- .2 la asignación al buque de una dotación constituida por personal competente cumple con lo prescrito por la Administración;
- .3 los oficiales y la tripulación tienen la debida formación, y esta formación es objeto de actualización;
- .4 el buque se pone a disposición de la Administración, a los intervalos prescritos, para la realización de los reconocimientos que se estipulan en el Capítulo 8; y
- .5 del mantenimiento y de las reparaciones se encargan personas debidamente capacitadas.

7.1.4 El capitán, los oficiales y los demás tripulantes deberán tener la necesaria competencia y haber recibido la formación que convenga a sus responsabilidades y cometidos, ajustada a las prescripciones de la Administración. Algunos tripulantes tendrán que ser competentes en cuestiones de protección radiológica, y ellos serán los responsables de hacer que se tomen todas las medidas de radioprotección necesarias. La división de funciones en cuanto a las cuestiones de física radiológica y protección tendrá que constar por escrito. El número mínimo de personas así capacitadas que estén en situación de actuar en todo momento será el que la Administración juzgue satisfactorio.

## 7.2 Documentos de orden operacional

7.2.1 Los documentos de orden operacional en que figuren las características específicas de construcción y de utilización del buque se conservarán permanentemente a bordo. Esos documentos, que complementan los que se exigen a los buques no nucleares de tipo análogo, se mantendrán actualizados y estarán a bordo a la disposición de la Administración del Estado de abanderamiento y de la del Estado huésped a fines de inspección. Entre ellos figurarán:

- .1 el Certificado de seguridad para buque nuclear;
- .2 la patente de navegación (si ha sido otorgada por la Administración) y pormenores de cualquier restricción operacional impuesta por la Administración;
- .3 el Expediente de seguridad de los planos correspondientes;
- .4 el Manual de instrucciones;
- .5 certificaciones que den fe de la formación, en la esfera nuclear, del capitán y de los oficiales del buque, así como de otros tripulantes que tengan títulos de especialistas;

- .6 el plan para emergencias de carácter radiológico y el correspondiente cuadro de obligaciones de la tripulación;
- .7 constatación escrita de reconocimientos, pruebas de funcionamiento, operaciones de mantenimiento y reparaciones del SNGV efectuados; y
- .8 los registros correspondientes al control de las radiaciones, el manejo de radio-desechos y el inventario de materias fisionables.

7.2.2 En el Expediente de seguridad del buque habrá información detallada que permita a personal competente evaluar la seguridad del buque y de su IPN. La presentación y el contenido del Expediente de seguridad tendrán que estar de acuerdo, en términos generales, con lo estipulado en el Apéndice 3.

7.2.3 El manual de instrucciones del buque proporcionará al personal competente toda la información necesaria para la utilización sin riesgos del buque y de su IPN en todas las condiciones normales de utilización, así como instrucciones sobre las medidas que corresponda tomar en determinadas situaciones de emergencia. En los párrafos siguientes se hace referencia a algunos de los datos que habrá que incluir en el Manual de instrucciones.

- .1 Se darán pormenores de la IPN, con diagramas de los sistemas y otros datos pertinentes en relación con aspectos tales como la monitorización de las radiaciones, equipo de radioprotección, medios de prevención y extinción de incendios y equipo y piezas de respectó;
- .2 Se indicarán los valores relativos a la utilización normal del SNGV y de sus correspondientes sistemas, incluidos los valores nominales, los valores límite y las discrepancias admisibles en relación con tales valores. Entre los parámetros importantes que procede dar figuran:
  - .2.1 tiempo de permanencia del personal en las zonas de radiación;
  - .2.2 niveles de las radiaciones en zonas seleccionadas;
  - .2.3 niveles de actividad en los refrigerantes primario y secundario y en los desechos líquidos, sólidos y gaseosos.
- .3 Se darán instrucciones de utilización relativas a modalidades normales de funcionamiento del SNGV tales como la puesta en marcha, el funcionamiento normal, las variaciones de potencia y la parada, incluidos datos acerca de:
  - .3.1 la comprobación del funcionamiento de los sistemas de mando y de protección del SNGV antes de la puesta en marcha y durante el funcionamiento normal;
  - .3.2 la determinación de la posición crítica de las barras de mando del reactor y de su valor de reactividad, así como del balance de reactividad del núcleo y de sus variaciones durante la vida de éste; y
  - .3.3 las disposiciones relativas a la redundancia mínima admisible del equipo del SNGV y de los grupos electrógenos, para garantizar la puesta en marcha y el funcionamiento sin riesgos del reactor. No se considerará que el equipo que esté siendo objeto de pruebas o de reparaciones es utilizable con miras a satisfacer lo prescrito en cuanto a redundancia, salvo cuando las pruebas hagan que el equipo se halle en una modalidad operacional como la de funcionamiento de un grupo electrógeno, por ejemplo.

- .4 Respecto de situaciones de emergencia especificadas se darán instrucciones en las que se describan secuencias típicas de eventos iniciadores y los procedimientos recomendados para tomar medidas normalizadoras y hacer que la operación continúe, en los casos necesarios.
- .5 Habrá que consignar las instrucciones necesarias para organizar la utilización del buque, incluidas las relacionadas con:
  - .5.1 la dotación y las responsabilidades del personal al que se hayan asignado tareas de radioprotección y de seguridad del SNGV;
  - .5.2 el personal encargado de las guardias, en la mar y en puerto;
  - .5.3 los procedimientos de acceso a la zona controlada y a la estructura de contención;
  - .5.4 los ejercicios que haya de realizar el personal que intervenga en la utilización de la IPN y las llamadas a la tripulación;
  - .5.5 el establecimiento de registros del buque relacionados con la utilización de la IPN y con las condiciones que respecto de las radiaciones se den a bordo, así como los informes que acerca de fallos del equipo y de casos de emergencia proceda presentar a la Administración.
- .6 Se darán asimismo instrucciones sobre los reconocimientos de la IPN, de la estructura de contención y de la estructura del casco, con datos sobre frecuencia, el alcance y los métodos de prueba.
- .7 Aparte de cualesquiera otras instrucciones que la Administración estime necesarias para garantizar la seguridad del buque y del medio ambiente, entre las que por añadidura habrá de dar el Manual de instrucciones figurarán las relacionadas con:
  - .7.1 las entradas en dique seco y los reconocimientos del buque puesto a flote en relación con la seguridad nuclear y la sanidad pública;
  - .7.2 la radioprotección;
  - .7.3 el tratamiento de los radiodesechos sólidos, líquidos y gaseosos durante su almacenamiento y su descarga;
  - .7.4 la protección contra incendios y el control de materiales combustibles dentro del recinto de seguridad y del compartimiento del reactor;
  - .7.5 las prescripciones especiales relativas a la interfaz de la IPN con los medios provistos para el embarque, el transporte y el desembarque de cargas peligrosas;
  - .7.6 las medidas que habrá de tomar el personal en casos de emergencia que puedan afectar a la seguridad de la IPN, del buque y del medio ambiente; y
  - .7.7 los procedimientos administrativos destinados a impedir que se lleven a cabo operaciones de mantenimiento de los componentes del sistema de protección del reactor mientras un sistema afín esté siendo objeto de pruebas.

7.2.4 Toda la información técnica que guarde relación con la utilización de la IPN quedará consignada en los oportunos registros del buque, de la sala de máquinas, del control de la radiación, de radiodesechos o de materias fisionables, y en cualquier otro

documento que se especifique en el Manual de instrucciones. En dichos registros figurará siempre la siguiente información:

- .1 régimen de utilización del SNGV y parámetros principales;
- .2 lista de los elementos de equipo de la IPN y de sus respectivos periodos de funcionamiento;
- .3 comprobaciones de funcionamiento y ajustes de los sistemas de control, monitorización y protección, calibración de instrumentos e inspecciones del equipo;
- .4 operaciones que supongan la recarga de combustible del núcleo, el mantenimiento, la reparación y la renovación del equipo, y la correspondiente descontaminación;
- .5 situaciones de emergencia, con pormenores acerca de las medidas correctivas tomadas y los resultados obtenidos;
- .6 fallos e interrupciones de servicio en sistemas y componentes y discrepancias con respecto al rendimiento en condiciones de funcionamiento normal;
- .7 cambios producidos en las condiciones de utilización e instrucciones dadas a personas autorizadas para introducir cambios en el equipo;
- .8 estado de los medios de radioprotección del buque y datos sobre la medición de los niveles de radiación en todo el buque y en los refrigerantes primario y secundario, junto con un registro que refleje toda contaminación detectada y las medidas de descontaminación tomadas;
- .9 dosis de radiación recibidas por el personal;
- .10 cantidad, tipo y nivel de actividad de los radiodesechos llevados a bordo o descargados desde el buque, con datos indicativos del lugar y de las fechas en que se efectuaron las descargas;
- .11 ejercicios periódicos y llamadas al personal, con información sobre casos supuestos de emergencia de carácter radiológico y el equipo utilizado; y
- .12 toda desviación introducida en los procedimientos, con respecto a las prescripciones del Manual de instrucciones.

7.2.5 Se prepararán planes de emergencias y cuadros de obligaciones a fin de limitar los riesgos que existen para el buque y para el medio ambiente cuando el buque esté en la mar (plan de emergencias en viaje) y cuando esté en puerto (plan de emergencias en puerto). Habrá en estos planes una descripción de las medidas técnicas y administrativas que procede tomar en caso de emergencia, y en ellos se establecerán:

- .1 las señales de alarma correspondientes a cada tipo de emergencia;
- .2 los equipos que han de actuar en emergencias de carácter radiológico, y sus responsabilidades, medios y puntos de reunión;
- .3 un cuadro de obligaciones para emergencias de carácter radiológico en el que se indiquen los cometidos y las responsabilidades de los tripulantes asignados a la cámara de mando del reactor y a los puestos de mando de emergencia;

- .4 las zonas de reunión, en emergencias de carácter radiológico, asignadas a los pasajeros y a los tripulantes sin cometido especial, en la mar, y las vías y procedimientos de evacuación en puerto;
- .5 las instrucciones relativas a los ejercicios periódicos del personal que interviene en la utilización de la IPN y las llamadas a la tripulación;
- .6 antes de entrar en cualquier puerto, la lista de las autoridades portuarias responsables y los medios de comunicación con ellas;
- .7 las modalidades de utilización de los sistemas y del equipo del buque relacionados con la seguridad; y
- .8 la lista de las medidas sucesivas que habrá que tomar para evitar o contener posibles riesgos de radiación para el buque, el público en general o el medio ambiente, y las responsabilidades concretas de los tripulantes en toda emergencia de carácter radiológico.

7.2.6 En un programa de reconocimientos, pruebas de funcionamiento, operaciones de mantenimiento y reparaciones del equipo del SNGV se fijará la frecuencia y las fechas de las operaciones apropiadas que se prescriban en el Manual de instrucciones. Habrá que consignar las fechas en que efectivamente se efectúen estas operaciones para demostrar que se cumple estrictamente con las prescripciones de la Administración y que se vigila y se mantiene como es debido el buen estado del equipo desde un punto de vista técnico.

### 7.3 Procedimientos normales de utilización

7.3.1 La utilización del buque y de su IPN se ajustará a los procedimientos sentados en el Manual de instrucciones. En condiciones normales, entre esos procedimientos figurarán los relativos a los aspectos siguientes:

- .1 pruebas de funcionamiento de los sistemas de mando, monitorización y protección del SNGV, calibración de instrumentos y del equipo de monitorización de las radiaciones e inspección del equipo relacionado con la seguridad, a intervalos especificados;
- .2 mantenimiento, reparación y reposición de componentes del equipo;
- .3 cumplimiento de normas y de reglamentos relativos al almacenamiento y eliminación de radiodesechos y a la manipulación de materias fisionables;
- .4 supervisión del SNGV, incluido el control de la calidad del refrigerante de los circuitos primario y secundario;
- .5 consignación, en los oportunos registros del buque, de todos los sucesos y de la información relativa a la utilización de la IPN y al mantenimiento y comprobación del equipo;
- .6 pruebas determinantes de la estanquidad de la estructura de contención, la eficacia del sistema de purificación del aire y la regulación de los niveles radiológicos a bordo del buque;

- .7 comprobación del estado de funcionamiento y de la fiabilidad en cuanto a la puesta en marcha de las máquinas de reserva y de las fuentes de energía de emergencia del SNGV, del sistema de extracción de calor de la estructura de contención y de los sistemas de refrigeración del núcleo, normal y de emergencia;
- .8 velocidad correcta de inserción en el núcleo del reactor de las barras de mando;
- .9 disponibilidad incesante de un sistema de comunicación entre el puente de navegación, los espacios de máquinas, la cámara de mando del reactor y el puesto de mando de emergencia;
- .10 formación de personal y realización de ejercicios relacionados con estados de alarma; y
- .11 disposición de las cargas que sean peligrosas o potencialmente explosivas de tal manera que la posibilidad de daños para la IPN quede reducida al mínimo.

7.3.2 Las inspecciones y el mantenimiento regulares del equipo, en servicio, no habrán de menoscabar la aptitud de los sistemas para desempeñar sus funciones relacionadas con la seguridad haciendo que el grado de redundancia sea inferior al correspondiente a las prescripciones mínimas.

7.3.3 La Administración se asegurará de que se satisfacen las prescripciones relativas a la utilización del buque en condiciones de seguridad, especialmente por lo que respecta a:

- .1 asignación al buque de una dotación constituida por suficiente personal competente;
- .2 la conformidad del proyecto y de las condiciones técnicas del buque y de la IPN con el Expediente de seguridad y el Manual de instrucciones;
- .3 las disposiciones tomadas en cuanto a la realización de guardias en la IPN y a la supervisión de ésta;
- .4 la comprobación efectuada por la tripulación, en los momentos oportunos, de las condiciones técnicas del buque y de la IPN; y
- .5 la disponibilidad de los documentos válidos que se prescriben en 7.2.1, el establecimiento de registros relativos a la utilización de la IPN, las cargas radiológicas y sucesos relacionados con ellas, y la presentación de informes acerca de todas las situaciones de emergencia que hayan podido darse.

#### **7.4 Procedimientos de utilización en situaciones de emergencia**

7.4.1 Si se produce una situación de emergencia, habrá que dar una señal de alarma apropiada, identificar el carácter de la emergencia y determinar el alcance de los daños o del fallo funcional sufridos por el equipo. Se tomarán las medidas necesarias para resolver la situación de emergencia y reducir al mínimo sus efectos, de conformidad con las disposiciones del plan de emergencias de carácter radiológico.

7.4.2 En el supuesto de una situación de emergencia que constituya una amenaza para la seguridad del buque o que pueda originar una emisión de radiactividad, el capitán notificará inmediatamente el hecho a la Administración, la organización competente y las autoridades de todo Estado con litoral que pueda resultar afectado.

7.4.3 Si se produce una emisión incontrolada de sustancias radiactivas que exceda el valor especificado en el Expediente de seguridad, el buque izará la apropiada señal de emergencia del Código Internacional:

“AK” — “He tenido un accidente nuclear a bordo” o

“AJ” — “He tenido un serio accidente nuclear y debe aproximarse con precaución”.

7.4.4 Cuando haya riesgo de que la tripulación y los pasajeros queden expuestos a dosis de radiación superiores a los límites de dosis equivalentes anuales recomendados como máximos por la CIPR en casos de exposición por razones profesionales, el capitán tomará las medidas apropiadas para reducir al mínimo la exposición a las radiaciones de las personas que pueda haber a bordo.

## **7.5 Mantenimiento y reparación**

7.5.1 Las operaciones de mantenimiento y de reparación de los sistemas y componentes de las clases CS-1 a 4 se planificarán y realizarán de un modo que la Administración juzgue satisfactorio.

7.5.2 Las operaciones de mantenimiento y de reparación del equipo situado dentro de la zona controlada, el transporte de equipo contaminado y la descontaminación de espacios y de equipo se planificarán y efectuarán de modo que la exposición a las radiaciones locales y las dosis de radiación recibidas por el personal que ejecuta estas tareas queden reducidas al mínimo, de conformidad con lo prescrito en 6.3.4 y 6.3.5.

7.5.3 Se dispondrán los medios necesarios para que las operaciones de mantenimiento y de reparación puedan efectuarse en condiciones de seguridad sin exposición inadmisible del personal a las radiaciones y sin emisión peligrosa de productos de fisión hacia el medio ambiente. Además del encamisado del combustible habrá en todo momento al menos una barrera física de consistencia considerable entre el combustible irradiado y el medio ambiente.

7.5.4 Sólo a personal especialmente formado, capacitado de modo adecuado en procedimientos de utilización y en riesgos radiológicos, se le permitirá efectuar trabajos de mantenimiento y reparación que supongan la exposición a altos niveles de radiación. Antes de emprender dichos trabajos se prepararán los procedimientos detallados prescritos en 6.3.5.

7.5.5 Los medios, herramientas y piezas de respecto utilizados por el personal de mantenimiento y reparaciones para renovar los componentes de los sistemas, tendrán que satisfacer lo prescrito por la Administración en cuanto a calidad.

## **7.6 Dotación, formación, competencia, actualización de conocimientos, ejercicios y llamadas a la tripulación**

7.6.1 El número mínimo de tripulantes de un buque nuclear y la competencia de los mismos tendrán que ajustarse a lo prescrito en el Manual de instrucciones aprobado por la Administración y ser tales que la utilización y el mantenimiento del buque y de su IPN puedan tener lugar en condiciones de seguridad. La Administración tendrá que aprobar la dotación mínima que haya de atender la IPN.

7.6.2 Los requisitos indicados a continuación se aplican al capitán y a los oficiales de puente que deban actuar:

- .1 los citados habrán dado fin con resultados satisfactorios a un curso de formación especial aprobado por la Administración, con un plan de estudios integrado como mínimo por:
  - .1.1 los principios fundamentales de la energía nuclear y su aplicación a los buques;
  - .1.2 pormenores de la estructura y del funcionamiento del buque nuclear;
  - .1.3 conocimiento de las posibles consecuencias de los accidentes de navegación para el buque y el medio ambiente;
  - .1.4 principios fundamentales de los riesgos de las radiaciones y principios fundamentales de la protección radiológica; y
  - .1.5 medidas destinadas a evitar situaciones de emergencia supuestas o a suavizar sus características;
- .2 en los certificados de competencia se hará constar que el interesado ha terminado el curso de que se trate y que ha aprobado el correspondiente examen, de modo que la Administración juzgue satisfactorio;
- .3 el capitán, así como los oficiales que hayan adquirido la debida competencia, tendrán que ser los titulares de certificados que les faculten para desempeñar las funciones de que se trate.

7.6.3 Los requisitos indicados a continuación se aplican a los maquinistas navales, según proceda para el desempeño de sus funciones:

- .1 los citados habrán dado fin con resultados satisfactorios a un curso de formación especial y aprobado un examen, todo ello satisfactoriamente a juicio de la Administración. El plan de estudios del curso habrá estado integrado como mínimo por:
  - .1.1 los principios de la ingeniería nuclear y de la teoría de los reactores nucleares;
  - .1.2 un curso sobre la física de las radiaciones, incluidos los efectos radiológicos en la salud y el medio ambiente, y principios de la protección radiológica y de la monitorización de las radiaciones;
  - .1.3 principios rectores del proyecto y de la utilización del SNGV; sistemas de monitorización, mando y protección de éste; medios de radioprotección integrados en el buque y en la IPN; y pormenores de la estructura del casco del buque;
  - .1.4 estudio detallado de un SNGV del tipo instalado en el buque para el cual esté recibiendo formación el oficial de que se trate, y estudio del Expediente de seguridad, del Manual de instrucciones y de las instrucciones de utilización del equipo de la IPN;
  - .1.5 formación práctica en la puesta en marcha, parada y mando del SNGV en condiciones normales y en situaciones de emergencia simuladas, incluidos los procedimientos de mantenimiento, comprobación e inspección;
  - .1.6 principios de la utilización en condiciones de seguridad de la IPN, incluidos el mantenimiento, las inspecciones, los reconocimientos, la recarga de combustible del núcleo y el manejo de desechos; y
  - .1.7 estudio de las prescripciones relativas a la seguridad, de carácter nacional e internacional, aplicables al buque nuclear y a su IPN;

- .2 en el certificado de competencia de los maquinistas navales se hará constar que el titular ha seguido el curso de formación especial; y
- .3 el maquinista naval jefe, así como los maquinistas navales, que hayan adquirido la debida competencia, tendrán que ser los titulares de certificados que les faculten para desempeñar las funciones de que se trate, y habrán de recibir nueva formación y volver a examinarse respecto de cada tipo de SNGV que puedan tener que atender.

7.6.4 Todos los operadores del SNGV habrán dado fin con resultados satisfactorios a un curso de formación especial aprobado por la Administración, cuyo plan de estudios se ajuste a lo dispuesto en 7.6.3.1 y tendrán que ser los titulares de los adecuados certificado de operador. La profundidad con que se estudien las materias constitutivas del curso guardará proporción con los deberes del operador.

7.6.5 Todos los tripulantes del buque a los que correspondan tareas concretas o generales en caso de accidente de carácter radiológico tendrán que recibir formación en radioprotección, proporcionada con los deberes que se espera que hayan de cumplir. Dicha formación tendrá que actualizarse periódicamente y ser objeto de repetición con la frecuencia necesaria para que los interesados sepan en todo momento cuáles son las exigencias de la radioprotección y tengan el conocimiento debido de ellas.

7.6.6 Los miembros del personal encargado de la radioprotección tendrán que:

- .1 haber recibido formación en protección radiológica y en dosimetría hasta un nivel que la Administración juzgue satisfactorio; y
- .2 haber dado fin con resultados satisfactorios a un curso de formación pormenorizada, que la Administración habrá de hallar aceptable, y estar en posesión de un certificado de competencia en el que se indiquen los tipos de SNGV y de equipo de radioprotección en que el titular recibió formación.

7.6.7 El médico del buque, si efectivamente existe este cargo, o un tripulante que tenga formación médica, tendrá que haberse capacitado adecuadamente en el tratamiento de los efectos de la exposición a las radiaciones.

7.6.8 Otros tripulantes que intervengan en la utilización de la IPN tendrán que asistir a cursos teóricos y recibir formación práctica en medida que guarde proporción con los deberes que se les hayan asignado en la utilización de la IPN y con los que les correspondan según el cuadro de obligaciones, además de recibir instrucciones acerca del uso del equipo individual de radioprotección. Esta formación podrá ser impartida en un centro de formación, o a bordo del buque por maquinistas navales competentes. La competencia de los tripulantes a que se hace referencia en el presente párrafo habrá de ser la que la Administración juzgue satisfactoria.

7.6.9 Los tripulantes que no intervengan en la utilización de la IPN tendrán que conocer bien los procedimientos establecidos para el acceso a las zonas controladas del buque y los cometidos que se les haya asignado en el cuadro de obligaciones. Asimismo habrán de estar familiarizados con las medidas que haya que tomar para garantizar su propia protección en caso de accidentes que puedan dar lugar a radiaciones de gran intensidad.

7.6.10 Todas las personas que puedan haber a bordo, incluidas las que no formen parte de la tripulación, tendrán que haber recibido instrucciones acerca de los procedimientos de física radiológica y de radioprotección antes de penetrar en las zonas controladas del buque.

7.6.11 La formación práctica en el mando del SNGV a que se hace referencia en 7.6.3.1.5 se impartirá en simuladores especiales o utilizando medios situados en el buque o en tierra provistos de instalaciones de IPN del tipo que los que sigan el curso tengan que hacer funcionar. Estos, sin ayuda, pondrán en marcha el reactor y lo pararán tantas veces como sea necesario para demostrar, de modo que la Administración juzgue satisfactorio, que tienen la debida competencia para controlar correctamente el funcionamiento del reactor en todas las CUI.

7.6.12 Los oficiales y operadores del SNGV que ya sean idóneos recibirán regularmente nueva formación a fin de actualizar su competencia, tanto teórica como aplicada a la utilización en condiciones de seguridad de la IPN. La frecuencia con que se renueve esa formación y el nivel de la misma serán los que la Administración juzgue satisfactorios.

7.6.13 La competencia y la pericia de los tripulantes en la ejecución de los cometidos que tengan asignados se pondrán a prueba y se perfeccionarán realizando ejercicios de emergencia a bordo, y de alarma en relación con las radiaciones, que la Administración juzgue satisfactorios. En los ejercicios de alarma relacionados con las radiaciones se simularán los daños y las consecuencias que probablemente ocasionarían accidentes hipotéticos que afectasen a la IPN.

## **CAPITULO 8 – RECONOCIMIENTOS**

### **8.1 Generalidades**

8.1.1 En el presente Capítulo se enuncian las prescripciones que rigen los reconocimientos periódicos. Complementan estas prescripciones las disposiciones relativas a la garantía de la calidad y las prescripciones relativas a la inspección en servicio por el personal del buque, que figuran en otras partes del presente Código.

8.1.2 Las prescripciones que rigen los reconocimientos se exponen en el presente Capítulo englobadas en las tres fases principales de la vida del buque indicadas a continuación:

- .1 fase de construcción — que abarca el periodo del proyecto; la selección y la obtención de materiales, componentes y sistemas; las pruebas de rendimiento realizadas por el vendedor y el subcontratista; la fabricación; el transporte y el almacenamiento; el montaje y la instalación definitivos;
- .2 fase de pruebas — que abarca el periodo de pruebas previas a la puesta en servicio, la criticidad inicial de la carga del núcleo, las pruebas relativas a la física del núcleo, el funcionamiento inicial en régimen de potencia y las pruebas en la mar; y
- .3 fase de utilización — que abarca el periodo que, arrancando de la certificación y de la entrada inicial en servicio (a continuación de las pruebas realizadas en el mar) llega, a través de toda la fase de utilización comercial del buque, al cese de actividades y a los preparativos de la cesación en el servicio.

8.1.3 Mientras se suceden las fases citadas, la Administración o su autoridad competente someterán a reconocimiento el buque nuclear mediante verificaciones y/o inspecciones, según proceda, a fin de comprobar que las actividades de la organización responsable relacionadas con la construcción, las pruebas y la utilización del buque nuclear cumplen con lo prescrito en el presente Código y en otros códigos, normas y convenios que puedan ser de aplicación.

8.1.4 Con los reconocimientos se asegurará que:

- .1 los materiales y los procedimientos utilizados se ajustan al grado de calidad necesario, considerada la clase de proyecto del componente;
- .2 los resultados de las pruebas para determinar las propiedades de los materiales antes de la fabricación y en el curso de ésta se ajustan a las especificaciones aprobadas por la Administración;
- .3 los procesos de fabricación se ajustan a los procedimientos de garantía de la calidad prescritos, para garantizar el rendimiento y la fiabilidad de los componentes y sistemas objeto de reconocimiento;
- .4 los componentes y sistemas se fabrican y examinan de acuerdo con los planos y especificaciones aprobados por la Administración;
- .5 el funcionamiento de los componentes y sistemas responden a las funciones especificadas para ellos, especialmente las funciones de seguridad, descritas en el Capítulo 2;
- .6 la IPN y todos sus correspondientes sistemas de seguridad satisfacen las prescripciones del presente Código y todas las demás pertinentes prescripciones y especificaciones relacionadas con la seguridad aprobadas por la Administración; y
- .7 el buque y todos los sistemas esenciales para la seguridad se atienden con el necesario mantenimiento y funcionan bien durante todo el periodo de servicio.

8.1.5 No se considerará que las prescripciones del presente Capítulo sustituyen a otras prescripciones o reglamentaciones aplicables, salvo cuando las prescripciones del presente Capítulo sean más rigurosas.

8.1.6 Los periodos y los métodos de reconocimiento se especificarán detalladamente y serán los que la Administración juzgue satisfactorios. Los reconocimientos se describirán en el Expediente de seguridad y en el Manual de instrucciones, según proceda.

8.1.7 Los reconocimientos, pruebas y revisiones de los sistemas, componentes y estructuras, y los planos, se especificarán de acuerdo con la clase de seguridad o de proyecto pertinente. En el Expediente de seguridad o en el Manual de instrucciones, según corresponda, se describirán detalladamente puntos como los siguientes:

- .1 métodos que proceda utilizar;
- .2 intervalos entre las inspecciones;
- .3 autoridad competente para efectuar inspecciones;
- .4 alcance de las inspecciones; y
- .5 procedimientos para la aplicación de medidas correctivas.

8.1.8 Cuando sea necesario a fines de protección contra las radiaciones, durante los reconocimientos y las pruebas se utilizarán medios adicionales de protección biológica y procedimientos de prueba especiales, y se tomarán medidas adecuadas de descontaminación.

8.1.9 Se llevará un registro de los resultados de los reconocimientos y las pruebas, y habrá a bordo ejemplares de todos los informes para que la Administración y otras autoridades interesadas puedan examinarlos. Si es necesario, se remitirán ejemplares de los informes a la Administración, la cual decidirá cómo y dónde habrá que conservar los informes durante el período de servicio del buque o de su IPN. En los informes sobre reconocimientos y pruebas figurarán los datos siguientes:

- .1 nombre del buque, números o letras de identificación, nombre de la organización responsable, fecha y lugar del reconocimiento;
- .2 sistemas, subsistemas y componentes objeto de reconocimiento;
- .3 estado de funcionamiento del reactor;
- .4 funciones de seguridad sometidas a prueba, con una descripción de los procedimientos y métodos utilizados;
- .5 resultados de las pruebas, con inclusión de los defectos de funcionamiento observados antes de las pruebas y en la realización de éstas, y descripción del estado comprobado de los componentes o sistemas;
- .6 tiempo de funcionamiento en régimen de carga y tiempo de disponibilidad, e información equivalente, cuando las especificaciones del reconocimiento lo exijan;
- .7 condiciones que pueda haber por lo que hace a radiaciones y a contaminación, incluidas las precauciones especiales que se hayan tomado en relación con el blindaje o las medidas de descontaminación adoptadas;
- .8 prescripciones relativas a la repetición de reconocimientos en los casos necesarios;
- .9 condiciones especiales de utilización, mantenimiento o reparación a las que haya dado lugar el reconocimiento o que imponga la Administración; y
- .10 nombre de las personas encargadas de realizar las pruebas y nombre del inspector y de la Administración o de otra autoridad representada.

## 8.2 Reconocimientos en el curso de la construcción

8.2.1 En la actividad desarrollada por lo que hace a reconocimientos en la fase de construcción figurará un reconocimiento completo de la estructura del casco, las máquinas y el equipo, de los componentes de la barrera de presión del circuito primario y de los componentes de los sistemas de seguridad.

8.2.2 El objeto de los reconocimientos a que más adelante se hace referencia será confirmar que todas las máquinas y todos los sistemas y equipos eléctricos, estructurales, de comunicación, de radioprotección y otros, cumplen con lo prescrito en el presente Código.

8.2.3 Se establecerá si la estructura de contención, sus sistemas de seguridad y sus sistemas auxiliares desempeñan las funciones de seguridad que tienen asignadas probándolos de conformidad con los procedimientos indicados en 8.1 y sometidos a las pruebas de presión y a las pruebas de determinación de fugas que a continuación se describen:

- .1 terminada la construcción, se someterá la estructura de contención a una prueba de presión por etapas adecuadas hasta alcanzar una presión igual al 110 por 100 de la presión de proyecto. Habrá que efectuar una prueba hidrostática, salvo si existe el riesgo de causar daños a la estructura de contención, a su base o al equipo instalado dentro de aquella, en cuyo caso se podrán utilizar medios neumáticos. Cuando la temperatura de prueba sea inferior a la temperatura de proyecto, la presión de prueba  $P_T$  se determinará aplicando la fórmula siguiente:

$$P_T = 1,1 \frac{Y_T}{Y_t} P$$

donde:  $Y_T$  = límite elástico del material de la envolvente de la estructura de contención a la temperatura de prueba;

$Y_t$  = límite elástico del material de la envolvente de la estructura de contención a la temperatura de proyecto;

$P$  = presión de proyecto (véase 2.8.4.3.1);

ahora bien, en ningún caso será la presión de prueba inferior al 110 por 100 de la presión de proyecto ni el esfuerzo de la membrana superior a  $0,90 Y_T$  para las pruebas hidrostáticas y a  $0,75 Y_T$  para las pruebas neumáticas;

- .2 la prueba se efectuará en presencia de un inspector técnico y habrá que tomar precauciones especiales para proteger al personal cuando en la realización de la prueba se utilice aire o gas a presión;
- .3 a continuación de la prueba de presión, la estructura de contención será objeto de un examen ocular y no destructivo, en la medida que juzgue aceptable la Administración, a fin de detectar posibles defectos superficiales, fisuras o grietas. Los datos obtenidos con este examen servirán de base de referencia para exámenes ulteriores;
- .4 antes de la puesta en marcha inicial se someterá a prueba la integridad de estanquidad de la estructura de contención. El régimen total de fugas se determinará siguiendo métodos aprobados por la Administración, a continuación de la prueba de presión descrita en .1 *supra* y una vez en la envolvente de la estructura de contención haya todas las perforaciones necesarias como pasos; y
- .5 los resultados de la prueba inicial de estanquidad se utilizarán para establecer los métodos y procedimientos necesarios para extrapolar, a partir de los resultados de las pruebas efectuadas a presiones de prueba inferiores, el régimen de fugas correspondiente a la presión de proyecto  $P$  calculada de conformidad con 2.8.4.3.1.

8.2.4 El recinto de seguridad se someterá a pruebas de estanquidad. Cuando la prevención de las fugas esté basada en el mantenimiento, en el recinto de seguridad, de una subpresión inferior en 100 pascales por lo menos a la presión de los compartimientos

circundantes, la Administración podrá no exigir que se realicen las pruebas de estanquidad. En todo caso se efectuará una prueba de presión cuando el recinto de seguridad esté sometido a una presión interna superior a la presión atmosférica en las CUI que ocasionen emisiones radiactivas dentro de dicho recinto.

8.2.5 Los componentes retenedores de presión y otros componentes sometidos a intensos esfuerzos serán objeto de pruebas que cumplan con las prescripciones siguientes:

- .1 los componentes de la CS-1 o de la CS-2 (salvo la estructura de contención: véase 8.2.3.1) se probarán a presión utilizando una presión que exceda de sus respectivas presiones de proyecto lo bastante como para que se observen las reglas aprobadas que rigieron el proyecto de los componentes. En la determinación de las presiones de prueba se tendrán en cuenta las propiedades y la temperatura del material;
- .2 los componentes de las CS-3 o 4 se probarán a presión utilizando una presión que sobrepase en medida suficiente la presión de proyecto;
- .3 a reserva de lo dispuesto en .1 y .2 *supra*, los componentes y sistemas que retengan sustancias o depósitos radiactivos líquidos o gaseosos se probarán a presión utilizando una sobrepresión de por lo menos 1 bar y serán examinados a fin de comprobar su estanquidad. La sensibilidad de los métodos utilizados para la detección de fugas guardará proporción con el nivel de radiactividad que haya que retener;
- .4 terminada su instalación a bordo, todos los componentes retenedores de presión del SNGV que no hayan sido objeto de prueba de conformidad con lo dispuesto en .1 *supra*, se probarán a presión utilizando la máxima presión de prueba de todos los sistemas interconectados (para garantizar que se prueban las soldaduras de cierre);
- .5 las envolventes de los recipientes de presión y los rotores de bomba y de motor de la CP-1 sobre los que actúen intensos esfuerzos se someterán en un 100 por 100 a pruebas no destructivas a fin de detectar defectos y grietas en la superficie y en la masa interior del material. Los métodos utilizados en las pruebas no destructivas serán tales que permitan detectar los menores defectos significativos y los resultados constituirán una base de comparación para pruebas análogas que se efectúen en los reconocimientos periódicos;
- .6 se anotarán las mediciones iniciales del espesor de pared de los componentes retenedores de presión a efectos de referencia en comparaciones ulteriores;
- .7 las envolventes de los recipientes de presión y los cárteres de las máquinas o equipos de las CP-1 y 2 se fabricarán con materiales aprobados por la Administración. Estos materiales se probarán, en presencia de un inspector técnico, siguiendo procedimientos aprobados por la Administración;
- .8 en los casos en que la Administración lo juzgue necesario, las propiedades mecánicas del material de que esté hecho el recipiente de presión del reactor se someterán a monitorización durante todo el periodo que deba prestar servicio la instalación, con objeto de detectar modificaciones radioinducidas en la ductilidad y en el compartamiento de las fracturas. Las muestras de prueba, colocadas dentro del recipiente de presión a fin de que la afluencia neutrónica, la temperatura y los fenómenos transitorios reflejen las condiciones que afecten al recipiente de presión, se dispondrán de modo que quepa extraerlas y someterlas a pruebas periódicamente; y

- .9 los ejes, álabes, pernos y otros elementos de las máquinas y de equipo de la CP-1 sobre los que actúen grandes cargas, se someterán a pruebas equivalentes a las establecidas en .7 *supra* y las piezas giratorias, a pruebas de sobrevelocidad.

8.2.6 Los elementos sensores, instrumentos y otros componentes que deban funcionar de un modo fiable en condiciones de accidente, se probarán satisfaciendo las prescripciones siguientes:

- .1 las muestras de prototipo y las extraídas periódicamente de una serie de producción del equipo citado se someterán a pruebas en las que la temperatura, la presión, la humedad, la vibración y la irradiación sean equivalentes a las propias de condiciones de accidente;
- .2 terminada su instalación a bordo del buque y antes de que el reactor alcance su criticidad inicial, los sistemas de seguridad y de protección del reactor, incluidos el equipo de monitorización de las radiaciones, los instrumentos de mando, los aparatos de conexión, los mandos y los monitores, se someterán a pruebas con objeto de establecer su buen funcionamiento y precisión. En la medida de lo posible se tendrá que comprobar también el funcionamiento de los elementos sensores.

8.2.7 El equipo eléctrico y electrónico de los sistemas de seguridad del reactor y los dispositivos eléctricos y electrónicos de los instrumentos, mandos y aparatos de conexión se someterán a pruebas de tipo si son de las CS-1 a 3, y habrán de satisfacer las prescripciones siguientes:

- .1 el fabricante tendrá que demostrar que los elementos sensores y el equipo de tratamiento de las señales tienen la precisión especificada. Habrá que demostrar que es correcta la calibración de los canales de medición nucleónica de los sistemas de seguridad;
- .2 habrá que demostrar la calidad y las características de los materiales de los componentes retenedores de presión de los instrumentos de las CS-1 y 2. Estos elementos o componentes de construcción serán objeto de pruebas de presión.

### 8.3 Reconocimientos en la fase de pruebas

8.3.1 Los reconocimientos efectuados en la fase de pruebas abarcarán la comprobación de todos los sistemas del buque, incluidas una prueba completa de la IPN previa a su utilización y pruebas de carga del núcleo y de funcionamiento inicial en régimen de potencia, así como pruebas en la mar. El programa general de pruebas tendrá que ser aprobado por la Administración y las pruebas se realizarán gradual y metódicamente con objeto de garantizar que se cumple con todas las prescripciones de seguridad.

8.3.2 Antes de cargar el núcleo se comprobará cuidadosamente que el circuito primario y los circuitos auxiliares interconectados con él están limpios, a fin de evitar la obstrucción de los canales de refrigeración o la activación de una cantidad considerable de impurezas. Además, mediante las oportunas comprobaciones habrá que confirmar:

- .1 la estanquidad del circuito, a la presión nominal;
- .2 el funcionamiento correcto de los sistemas de instrumentos destinados a medir la presión, la temperatura, el caudal y los niveles de líquido en el circuito primario y en los generadores de vapor; y

- .3 el funcionamiento correcto de las válvulas de alivio y de seguridad de los circuitos primario y secundario.

8.3.3 Ya efectuada la carga del núcleo, pero antes del calentamiento del circuito primario, habrá que efectuar de nuevo las comprobaciones prescritas en 8.3.2.1 y 8.3.2.2, y además verificar:

- .1 la calidad física y química del agua de los circuitos primario y secundario y del agua de reposición para garantizar que no se aparta de parámetros aceptables; y
- .2 el funcionamiento correcto del sistema eléctrico principal y del sistema eléctrico de emergencia.

8.3.4 En la fase de pruebas que precede a la criticidad, mediante las oportunas comprobaciones habrá que confirmar:

- .1 el funcionamiento correcto de los sistemas de control de la reactividad, incluido el de parada de emergencia;
- .2 el funcionamiento correcto de los sistemas de medición nuclear y de los correspondientes dispositivos de seguridad;
- .3 el funcionamiento correcto del equipo de medición utilizado en física radiológica;
- .4 el funcionamiento correcto de los circuitos auxiliares y de los circuitos de emergencia utilizados para la refrigeración del núcleo, incluidos los dispositivos automáticos de relé y de puesta en marcha del equipo pertinente;
- .5 la estanquidad de la estructura de contención y el funcionamiento correcto de los medios automáticos de aislamiento;
- .6 la ausencia de paradas forzosas del reactor si se producen señales de parada de emergencia que no sean válidas;
- .7 el funcionamiento correcto de los sistemas de protección del reactor;
- .8 la precisión de los instrumentos de medición relacionados con la seguridad del núcleo;
- .9 la correcta entrada en acción, respondiendo a la conmutación, de toda unidad de reserva de los sistemas redundantes; y
- .10 la actuación correcta de los enclavamientos y de los dispositivos de alarma.

8.3.5 Durante la criticidad inicial y en las pruebas relativas a la física del núcleo, pero antes de que se produzca el aumento de potencia del núcleo, habrá que confirmar que la IPN y, en términos más generales, todo el equipo del buque, se hallan disponibles para funcionar tal como prescribe el Expediente de seguridad. Entre otros aspectos habrá que comprobar:

- .1 la correcta activación del SREN, incluida la conmutación entre los subsistemas de refrigeración de emergencia del núcleo;
- .2 el funcionamiento correcto de las válvulas de aislamiento de los colectores de vapor; y

- .3 los valores de los parámetros de reactividad y de los márgenes de subcriticidad, en todas las condiciones apropiadas, para verificar los valores indicados en el Expediente de seguridad.

8.3.6 En la fase de funcionamiento inicial en régimen de potencia previa a las pruebas en la mar habrá que comprobar, mediante pruebas a baja potencia, los aspectos siguientes:

- .1 el funcionamiento correcto de las fuentes de energía eléctrica y el de los pasos sucesivos programados de una configuración de conexión a otra;
- .2 el funcionamiento correcto del sistema de propulsión;
- .3 la eficacia del blindaje contra las radiaciones procedentes del reactor y de los circuitos auxiliares;
- .4 el funcionamiento correcto de los instrumentos destinados a medir la radiactividad en los circuitos primario, secundario y auxiliares;
- .5 la precisión y el funcionamiento correcto de los instrumentos de medición de la potencia del reactor;
- .6 la posible contaminación de los circuitos no radiactivos;
- .7 los valores de los parámetros de reactividad y del margen de subcriticidad existente en todas las condiciones apropiadas, para verificar los valores indicados en el Expediente de seguridad;
- .8 la conmutación correcta de los dispositivos de extracción del calor residual al cambiar del sistema normal de funcionamiento a otros posibles sistemas utilizables en lugar de aquél;
- .9 la existencia de un control eficaz de la reactividad y de la potencia que baste para satisfacer el criterio C enunciado en 2.1.1;
- .10 el funcionamiento correcto del sistema de emergencia de extracción del calor residual; y
- .11 la provisión de medios de control de la radiación, de registro y de protección suficientes para satisfacer el criterio A expuesto en 2.1.1.

8.3.7 En la fase de pruebas en la mar se realizarán los reconocimientos y las pruebas que a continuación se prescriben:

- .1 Se comprobarán los sistemas pertenecientes al reactor y al buque para confirmar su seguridad y buen funcionamiento en condiciones normales de régimen de mar. Entre los aspectos que procede comprobar figuran:
  - .1.1 el funcionamiento correcto de la IPN, prestando la debida atención a los transitorios de potencia que se producen en la ejecución de maniobras y a los cambios de régimen de potencia durante el funcionamiento prolongado a plena potencia y en caso de emergencia, como los que se dan al pasar de "toda avante" a "toda atrás";
  - .1.2 la eficacia de los medios destinados a anular el envenenamiento por xenón;
  - .1.3 los valores apropiados de los parámetros físicos fundamentales relacionados con la seguridad del reactor.

- .1.4 el funcionamiento correcto de las fuentes de energía eléctrica que toman su energía primaria de la instalación del reactor, y de los pasos sucesivos programados de una configuración de conexiones a otra;
- .1.5 el funcionamiento correcto del equipo de medición de la radiactividad en los circuitos primario, secundario y auxiliares;
- .1.6 la precisión y el funcionamiento correcto de los instrumentos de medición de la potencia del reactor;
- .1.7 la posible contaminación de los circuitos no radiactivos;
- .1.8 el rearranque del reactor inmediatamente después de una parada aleatoria rápida y tras un periodo de utilización a baja potencia;
- .1.9 la posibilidad de someter a pruebas en servicio el sistema de protección del reactor sin pérdida de funciones de seguridad.
- .2 La INP se someterá también a pruebas en la mar con las que demostrar que funcionará de conformidad con las prescripciones relativas al proyecto que figuren en el Expediente de seguridad en todas las CUI 1 ó 2, tales como las que lleven aparejado:
  - .2.1 el fallo de cualquier componente activo del reactor o de las máquinas;
  - .2.2 el disparo de cualquier de las turbinas durante el funcionamiento a plena potencia; y
  - .2.3 el fallo de cualquiera de los sistemas de suministro eléctrico, hidráulico o neumático durante la conmutación al sistema de reserva.

8.3.8 Terminadas las pruebas en la mar, habrá que demostrar que:

- .1 la radiactividad queda contenida en las vías destinadas al efecto en el proyecto y que el balance del refrigerante primario u otros métodos apropiados revelan que no se ha producido ninguna fuga accidental con penetración en el sistema de vapor secundario ni en ningún otro sistema o componente no radiactivo; y
- .2 las emisiones voluntarias de radiodesechos gaseosos o líquidos se pueden controlar de modo que no sobrepasen los niveles admisibles y que no se toman de nuevo por las tomas de aire y de agua del mar del buque.

#### **8.4 Reconocimientos en la fase de utilización**

8.4.1 A los efectos de la presente sección, la fase de utilización queda definida como el periodo comprendido entre la puesta en servicio del buque y su cesación en el servicio.

8.4.2 Lo dispuesto en la presente sección complementa las prescripciones del Convenio relativas a los reconocimientos periódicos aplicables a los componentes no nucleares del casco, las máquinas y el equipo.

8.4.3 El SNGV y la estructura de apoyo del casco serán objeto de los reconocimientos periódicos siguientes:

- .1 el SNGV será objeto de reconocimientos a intervalos que no excedan de un año, de conformidad con 8.4.5;

- .2 la estructura del casco en la zona del reactor y los soportes de la estructura de contención, así como la estructura que forma la estructura anticolidión serán objeto de los reconocimientos prescritos en 8.4.4;
- .3 los reconocimientos cuatrienales de los componentes de retención de presión del SNGV cumplirán con lo prescrito en 8.4.6 y 8.4.7;
- .4 con ocasión de la recarga de combustible en los intervalos fijados, el recipiente de presión del reactor y sus componentes internos serán objeto de reconocimiento de conformidad con 8.5.1;
- .5 a petición de la Administración o con su aprobación, podrán efectuarse reconocimientos continuos en vez de los reconocimientos periódicos. El ciclo de reconocimientos continuos no será mayor que el periodo prescrito como intermedio entre los reconocimientos periódicos de que se trate, y toda parte sometida a reconocimiento continuo se inspeccionará al menos una vez durante dicho periodo. Si la Administración lo estima necesario, determinadas partes se inspeccionarán más de una vez a lo largo del ciclo;
- .6 los reconocimientos periódicos o continuos no sufrirán limitaciones impuestas por las radiaciones y, siempre que resulte posible, los recipientes de presión y las tuberías serán accesibles a fines de reconocimiento.

8.4.4 La estructura del casco en la zona del reactor y la estructura anticolidión serán objeto de reconocimientos anuales. Cada dos años, el reconocimiento incluirá una inspección cuyo objeto será determinar cualquier deformación importante y disminuciones en el espesor del casco y en los elementos estructurales principales, si tales inspecciones no se han efectuado durante la última entrada en dique seco.

8.4.5 Los reconocimientos anuales tendrán por objeto confirmar que la instalación del reactor realiza las funciones de seguridad especificadas, y en ellos se atenderán los aspectos siguientes:

- .1 los cuadernos de utilización del reactor que lleva el maquinista naval jefe, los informes relativos a las emisiones de radiactividad y los datos obtenidos en las pruebas periódicas realizadas en servicio se examinarán a fin de determinar toda irregularidad de funcionamiento que pueda haber;
- .2 habrá que demostrar, de un modo que juzgue satisfactorio el inspector encargado del reconocimiento, que se cumplen las funciones de seguridad siguientes:
  - .2.1 protección del reactor;
  - .2.2 refrigeración de emergencia del núcleo (incluidos los sistemas de suministro);
  - .2.3 extracción del calor residual por medios que no consistan en utilizar los generadores de vapor;
  - .2.4 integridad de las vías de la radiactividad;
  - .2.5 control de la radiactividad;
  - .2.6 funcionamiento a plena carga del sistema eléctrico de emergencia;
  - .2.7 manejo de desechos y control de su descarga;
  - .2.8 funciones de contención, exceptuadas las mediciones del régimen de fugas de la estructura de contención y del recinto de seguridad (función de cierre, función de aislamiento); y

- .2.9 ventilación de las zonas controladas;
- .3 en el curso de la demostración de que se cumplen las funciones de seguridad exigida en .2 *supra*, el inspector efectuará el reconocimiento de los sistemas auxiliares mientras éstos estén funcionando.

8.4.6 En cada uno de los reconocimientos cuatrienales del SNGV, además de dar cumplimiento a lo prescrito en 8.4.5 respecto de los reconocimientos anuales, se atenderán los aspectos siguientes:

- .1 se efectuará un examen de la estructura de la barrera de presión del circuito primario, los recipientes de presión y las tuberías de presión del sistema secundario y las máquinas y el equipo conexos;
- .2 se medirá el régimen de fugas total de la estructura de contención;
- .3 todos los sistemas de las CS-1 a 3 serán objeto de reconocimiento a fin de comprobar que las características tienen la aptitud especificada para ellos. Los sistemas de la CS-4 se someterán a reconocimientos siguiendo los procedimientos generales aplicables al equipo importante de las máquinas del buque.
- .4 las partes de la barrera de presión del circuito primario sometidas a grandes esfuerzos y las soldaduras de la misma, incluidas las zonas adyacentes térmicamente afectadas, serán objeto de exámenes superficiales y volumétricos no destructivos a fin de medir cuantitativamente los efectos o las fisuras que puedan haberse producido o propagado;
- .5 el recipiente de presión del reactor se examinará utilizando métodos ultrasónicos de detección de defectos o fisuras a fines de comparación con las mediciones precedentes y con las mediciones de base efectuadas de conformidad con 8.2.5.5. Siempre que sea posible, estos exámenes abarcarán la totalidad de la superficie y del volumen del recipiente del reactor en las zonas de irradiación total máxima y de grandes esfuerzos, y el alcance de los exámenes, los procedimientos utilizados en ellos y la frecuencia con que se realicen serán los que la Administración juzgue satisfactorios, teniendo presente que todo el recipiente de presión del reactor habrá de someterse a un examen completo en cada periodo de 12 años de funcionamiento del reactor. Considerando la recarga de combustible del reactor, el periodo cuatrienal podrá ampliarse hasta un año;
- .6 los generadores de vapor, las cajas de las bombas, los cuerpos de las válvulas, el recipiente de presión del presionizador y los recipientes de presión del circuito primario, exceptuado el recipiente de presión del reactor, serán objeto de pruebas en cuya realización se utilizarán métodos aprobados. El alcance de estas pruebas, su frecuencia y los procedimientos seguidos en ellas serán los que la Administración juzgue satisfactorios;
- .7 todos los componentes de retención de presión, salvo la barrera de presión del circuito primario, se probarán a una presión que sobrepase su presión de proyecto en medida suficiente para determinar que se ajustan a las reglas aprobadas que rigieron su construcción. En general, los sistemas indicados a continuación se probarán a presión e inspeccionarán si su presión de proyecto excede de 2 bares:

- .7.1 componentes de retención de presión de las CS-1 ó 2, excluido el recipiente de presión del reactor;
- .7.2 sistemas de desmineralización;
- .7.3 reposición primaria;
- .7.4 sistema de estanquidad amortiguador, si lo hay;
- .7.5 SREN y sistemas auxiliares;
- .7.6 sistema de transmisión de calor residual con sistema de reserva, exceptuados los condensadores principales;
- .7.7 sistema de manipulación y eliminación de desechos;
- .7.8 sistema de aspersión para suprimir la presión en la estructura de contención;
- .7.9 sistema de control hidráulico, si lo hay;
- .7.10 sistemas hidráulicos de parada de emergencia (mecanismo accionador de las barras de mando), si los hay;
- .7.11 sistemas de agotamiento de la estructura de contención, si los hay;
- .7.12 sistema de refrigeración del interior de la estructura de contención;
- .7.13 sistema de refrigeración intermedio;
- .7.14 sistemas de agua de mar para la alimentación del reactor;
- .7.15 sistema de vapor secundario hasta las válvulas principales de accionamiento de las turbinas; y
- .7.16 sistema de agua de alimentación secundario, incluidos las bombas de alimentación y los precalentadores.

8.4.7 En los reconocimientos cuatrienales que se efectúen a partir del segundo, además de lo prescrito en 8.4.4, 8.4.5 y 8.4.6 se atenderán los aspectos siguientes:

- .1 todos los recipientes y tuberías de presión, salvo la estructura de contención, serán objeto de una investigación encaminada a descubrir defectos después de que se les haya probado a una presión que sobrepase su presión de proyecto en medida suficiente para determinar que se ajustan a las reglas aprobadas que rigieron su construcción. Cuando se efectúen extensos exámenes no destructivos del recipiente de presión del reactor, de un modo que la Administración juzgue satisfactorio, de conformidad con lo dispuesto en 8.4.6.4 y 8.4.6.5, y con ellos se demuestre que la integridad de la envolvente no ha disminuido, podrá prescindirse de las pruebas de presión periódicas del recipiente de presión del reactor;
- .2 todos los componentes que contengan gases o líquidos radiactivos, salvo los de la CP-1, serán objeto de pruebas de presión o se someterán a cualquier otro método adecuado de detección de fugas. Además, los recipientes se limpiarán y serán sometidos a inspección ocular interna y externamente para detectar la presencia de fisuras; y
- .3 los componentes de las CP-2 a 4 construidos con materiales que tengan un límite de fluencia convencional del 0,2 por 100, el cual exceda de  $450 \text{ N/mm}^2$  a la temperatura ambiente, serán objeto de pruebas no destructivas que la Administración juzgue satisfactorias, donde haya soldaduras, aberturas, uniones de tuberías, piezas de fijación y accesorios.

## **8.5 Reconocimientos especiales, reparaciones, renovaciones y modificaciones**

8.5.1 En los periodos en que se esté realizando la recarga de combustible del núcleo y siempre que ello sea posible mientras se efectúen reparaciones y el SNGV no esté funcionando, se llevarán a cabo los reconocimientos siguientes:

- .1 reconocimientos de los espacios de doble fondo, tanques, recipientes de presión, tuberías y accesorios correspondientes, estructuras y base del compartimiento del reactor;
- .2 reconocimientos de los blindajes;
- .3 reconocimientos de la barrera de presión del circuito primario y comprobación del funcionamiento de los sistemas de extracción de calor residual del núcleo;
- .4 comprobación del funcionamiento de todos los sistemas de seguridad incorporados, especialmente de los que hayan sido reparados o repuestos, y comprobación del tiempo que se precisa para conseguir la parada de emergencia del reactor;
- .5 reconocimientos de los elementos internos del reactor nuclear (con el núcleo descargado);
- .6 cuando sea necesario, limpieza de todos los tanques, recipientes de presión, tuberías y espacios del compartimiento del reactor para dejarlos libres de corrosión, sedimentos y otras muestras de contaminación; y
- .7 pruebas de estanquidad de la estructura de contención.

8.5.2 De conformidad con el Manual de instrucciones por lo que hace a procedimientos e intervalos, y con cualquier otra instrucción pertinente aprobada por la Administración, el personal formado al efecto comprobará las funciones de seguridad durante los periodos de utilización que median entre reconocimientos periódicos. Las pruebas abarcarán al menos los sistemas de las CS-1 y 2 y serán supervisadas por el maquinista naval competente para ello, y los resultados se registrarán de conformidad con 7.2.4 y 8.1.9.

8.5.3 Se hará un reconocimiento, general o parcial, si la Administración así lo exige, cada vez que se produzca un accidente o se descubra un defecto que afecte o que hubiese podido afectar a la seguridad del buque o a la eficacia o integridad de sus medios de protección contra las radiaciones o de otro equipo, o siempre que se lleven a cabo reparaciones o renovaciones importantes. El reconocimiento será tal que permita determinar si se efectuaron debidamente las reparaciones o renovaciones necesarias, si el material empleado en las reparaciones y la ejecución de éstas satisfacen en todos los aspectos las exigencias de calidad que sean aplicables, y si las partes renovadas o reparadas se ajustan en todos los aspectos al presente Código.

8.5.4 Cuando se sustituya, agregue o modifique un componente de la IPN durante el periodo de servicio del buque, habrá que dar cumplimiento a las prescripciones relativas al examen previo del componente de que se trate antes de la reanudación del servicio. La realización de este examen podrá quedar programada para antes o después de la prueba de estanquidad del sistema.

APENDICE 1

## CALCULOS DE LA VELOCIDAD DE HUNDIMIENTO

(Véase el Capítulo 2)

1 Cuando la flotabilidad del buque llegue a ser negativa, el hundimiento puede quedar expresado con la siguiente ecuación diferencial:

$$m \frac{dv}{dt} + W \cdot v^2(t) = U_{\max}$$

donde:  $m$  = masa del buque, incluida la carga, si la hay, más la masa hidrodinámica añadida, más la masa de agua que haya penetrado;

$U_{\max}$  = fuerza de flotabilidad negativa máxima;

$v$  = velocidad vertical de hundimiento;

$t$  = tiempo;

$W$  = resistencia específica =  $c \cdot A \cdot d/2$

donde:  $c$  = coeficiente de resistencia

$A$  = superficie proyectada del buque durante el hundimiento

$d$  = densidad del agua

2 Para los valores constantes de  $U$  y  $m$ , la solución viene dada por la fórmula:

$$v(t) = v_1 \tanh(b_0 t/v_1),$$

donde:  $v_1 = (U/W)^{1/2}$  = velocidad final

$b_0 = U/m$  = aceleración inicial

3 Para la evaluación con modelos se partirá de las condiciones iniciales siguientes:

- .1 al comienzo del hundimiento, los valores de flotabilidad y velocidad son nulos;
- .2 el hundimiento se iniciará con la inundación del mayor compartimiento inundable del buque al estado intacto, en el transcurso de un breve periodo que la Administración habrá de juzgar aceptable.

4 Se supondrá que en el modelo se dan las condiciones hipotéticas siguientes durante el hundimiento:

- .1 a una profundidad a la que no esté probado que las cubiertas o las tapas de escotilla resisten la presión diferencial del agua, se produce la rotura e inundación instantáneas de todos los compartimientos intactos restantes; y
- .2 no se consideran los movimientos que se den en el plano horizontal.

APENDICE 2

## CARGAS DEBIDAS A MAR ENCRESPADAS, SEGUN LOS PERIODOS DE SERVICIO

(Véase el Capítulo 2)

**1 Generalidades**

1.1 Para determinar las cargas impuestas por la mar encrespada en el buque, sus máquinas y su equipo se utilizará un modelo que represente lo más exactamente posible el comportamiento físico del buque.

A los fines de tratamiento matemático, la mar encrespada y los efectos de ésta en el buque están relacionados por una función de respuesta. Esta función permite predecir efectos de la mar encrespada normal, como son las fuerzas de inercia ejercidas en cada punto del casco, habida cuenta de las características del buque de que se trate. Para el tratamiento matemático es esencial la hipótesis de que el efecto de la mar encrespada es directamente proporcional a la altura de las olas.

1.2 El número de días de funcionamiento en la mar está relacionado con las cargas impuestas por la mar encrespada en el buque. Es evidente que cuanto mayor sea la duración de los periodos de servicio, mayor será no sólo el número de encuentros con olas y, por tanto, el número de ciclos de carga, sin también la probabilidad de que el buque encuentre olas más altas y, bajo la hipótesis antes citada, quede sometido a esfuerzos más intensos.

**2 Tratamiento matemático**

2.1 La superficie irregular del mar puede representarse por una superposición de olas armónicas simples de periodos, amplitudes y direcciones distintos. Se considera que las relaciones de fase de estas diversas olas componentes son aleatorias.

La descripción matemática viene dada por la función de mar encrespada, expresada por la fórmula siguiente:

$$h(t) = \sum_{n=1}^{\infty} A_n \cos(\omega_n \cdot t + \epsilon_n)$$

donde:  $h(t)$  = elevación de la superficie

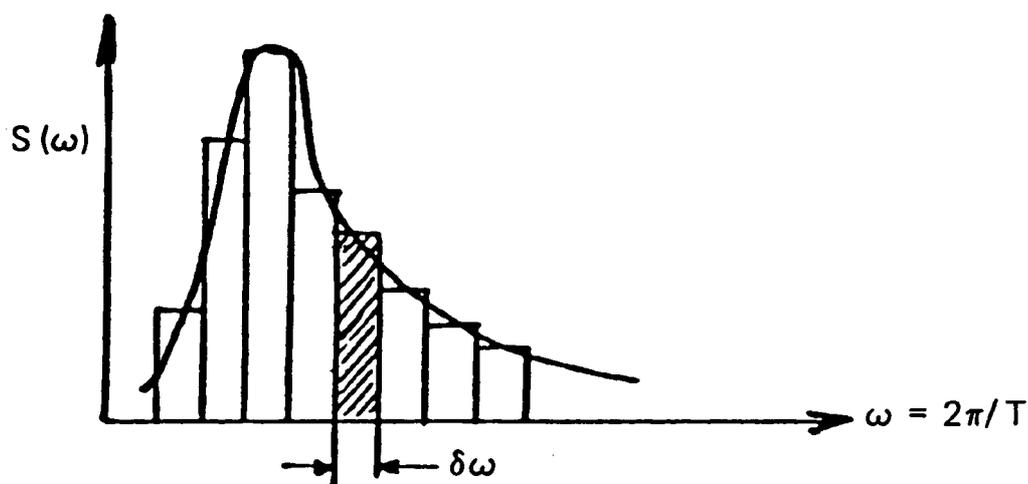
$A_n$  = amplitud de las olas superficiales

$\omega$  = frecuencia circular =  $2\pi/T$

$T$  = periodo, tiempo entre crestas sucesivas

$\epsilon$  = retardo de fases aleatorias

2.2 Toda mar encrespada puede, pues, representarse por un espectro de energía  $S(\omega)$  que indica la cantidad de energía de cada una de las olas componentes.



Cada zona de incremento representa la energía de las olas en esa banda de incremento de las frecuencias circulares, es decir,  $dE = g g S(\omega_n) d\omega_n$

La energía total del sistema de olas es la suma de todas las energías componentes:

$$E = g g \int_0^{\infty} S(\omega) d\omega$$

Como la energía en una ola armónica simple es proporcional al cuadrado de la amplitud  $A$ , el espectro de energía de la mar puede interpretarse en relación con las amplitudes de las olas componentes, es decir:

$$E = \frac{1}{2} g g \sum_{n=1}^{\infty} A_n^2$$

La combinación del espectro de energía  $S(\omega)$  y la amplitud de la mar encrespada  $A$  en una banda de frecuencias da por resultado:

$$A_n^2 = 2 S(\omega_n) \delta\omega$$

de modo que la amplitud en la función de mar encrespada puede ser sustituida por

$$A_n = \sqrt{2 S(\omega_n) \delta\omega}$$

### 3 Propiedades estadísticas de la función de mar encrespada.

3.1 El espectro de energía da una caracterización estadística completa de la mar. Puesto que el retardo de fase en la función de mar encrespada es aleatoria, la función en sí es también aleatoria, lo cual permite aplicar la teoría de probabilidades. Los registros de las olas irregulares observadas siguen aproximadamente la distribución gaussiana de la estadística. Esto permite determinar directamente los parámetros característicos, al igual que la variancia o el valor cuadrático medio  $\sigma^2$  de un registro de ola. La variancia  $\sigma^2$  o el momento de orden cero  $m_0$  corresponde a la superficie situada debajo de la curva del espectro de energía

$$\sigma^2 = \int_0^{\infty} S(\omega) d\omega = \frac{1}{2} \sum_{n=1}^{\infty} A_n^2 = m_0$$

Las amplitudes  $A_n$  de un registro de olas irregulares siguen muy de cerca una distribución de Rayleigh.

3.2 A fin de examinar los efectos esenciales de las olas de una mar encrespada irregular, sólo se hace uso de la media del tercio de las olas más altas  $H_{1/3}$ , denominada en oceanografía altura significativa  $H_v$ . A la altura significativa de las olas  $H_v$  corresponde una frecuencia significativa  $\omega_v = 2\pi/T_v$ .

3.3 La distribución gaussiana de la superficie de la ola es

$$f(h) = \frac{1}{\sqrt{2\pi m_o}} \exp\left(-\frac{A^2}{2 m_o}\right)$$

La distribución de Rayleigh de las amplitudes es

$$f(A) = \frac{A}{m_o} \exp\left(-\frac{A^2}{2 m_o}\right)$$

y la probabilidad  $P(A_1)$  de que una amplitud sea superior a un valor  $A_1$  puede calcularse aproximadamente con la fórmula

$$P(A_1) = \exp\left(-\frac{A_1^2}{2 m_o}\right)$$

En vez de la amplitud  $A$  se puede utilizar la altura de las olas  $H$  medida de la cresta al seno

$$P(H_1) = \exp\left(-\frac{H_1^2}{8 m_o}\right)$$

3.4 Aparte de que no es sólo una función de la altura significativa de las olas, la variante  $\sigma^2$  ó  $m_o$  depende, entre otros factores, del periodo significativo  $T_v$  y del ángulo que forman la dirección principal de la mar encrespada y el rumbo del buque. Esto da lugar a un espectro de energía bidimensional  $S(\omega, \mu)$  con la fórmula

$$m_o(H_v, T_v, \mu_v) = \int_0^\infty \int_0^{2\pi} S(\omega, \mu) d\mu d\omega$$

Incluyendo esto, la probabilidad  $P(H_1)$  se convierte en

$$P(H_v, T_v, \mu_v, H > H_1) = \exp\left(-\frac{H_1^2}{8 m_o(H_v, T_v, \mu_v)}\right)$$

3.5 Para elaborar las estadísticas a largo plazo correspondientes a las condiciones de mar encrespada en una zona marítima objeto de consideración, la gama de posibles valores  $H_v$ ,  $T_v$  y  $\mu_v$  se subdivide en clases  $i, j, k$  para dicha zona, con el índice

- i para la altura de las olas  $H_{vi}$
- j para el periodo de las olas  $T_{vj}$
- k para la dirección principal de las olas  $\mu_{vk}$ .

La parte del periodo total de utilización del buque  $T_s$  durante la cual la mar encrespada queda comprendida en la clase  $i, j, k$ , es  $P_{ijk}$ . Si el valor de  $T_{ijk}$  es el periodo medio de la mar encrespada de la clase  $ijk$ , entonces en esa mar encrespada se producen amplitudes  $T_s \cdot P_{ijk}/T_{ijk}$ , en las cuales es previsible que  $T_s \cdot P_{ijk} \cdot P(H_1)/T_{ijk}$  será mayor que una altura de olas especificada  $H_1$ .

Para determinar la frecuencia (número de acaecimientos  $n_{H_1}$ ) de las alturas de olas que sobrepasan una altura de olas concreta  $H_1$  durante el período total de utilización  $T_s$ , puede emplearse la fórmula siguiente:

$$n_{H_1} (H > H_1) = \sum_i^I \sum_j^J \sum_k^K P_{ijk} \cdot \frac{T_s}{T_{ijk}} \exp \left( -\frac{H_1^2}{8 m_{oijk}} \right)$$

donde  $P_{ijk}$  = probabilidad del acaecimiento que constituirá una mar encrespada de la clase  $i j k$  ( $H_v, T_v, \mu_v$ ) en la zona marítima considerada

$T_{ijk}$  = período medio de una mar encrespada de la clase  $i j k$

$m_{oijk}$  = variancia de la función registrada para una mar encrespada de la clase  $i j k$ .

3.6 Si existe o cabe suponer que existe una relación lineal entre los distintos efectos inducidos por las olas, tales como aceleraciones del buque, momentos flectores del buque, etc., y las propias olas, puede determinarse un coeficiente de amplitud de respuesta correspondiente  $Y$ .

$Y(\omega, \mu)$  es la función de respuesta en amplitud de la respuesta de las olas, es decir, el valor absoluto de la relación existente entre la amplitud de la respuesta de las olas y la amplitud de las olas, como función de la frecuencia  $\omega$  y de la dirección  $\mu$  de las olas.

$$\text{De ahí: } S_Y(\omega, \mu) = Y^2(\omega, \mu) \cdot S(\omega, \mu)$$

$$\text{Asimismo: } m_{oY} = \int_0^\infty \int_0^{2\pi} S_Y(\omega, \mu) d\mu d\omega$$

3.7 Para determinar la frecuencia (número de acaecimientos  $n_{H_Y}$ ) de una amplitud doble respectiva  $H_Y$  del efecto de la mar encrespada considerada, como es la aceleración del buque durante el período total de servicio  $T_s$ , se puede utilizar por analogía la fórmula antes consignada, sustituyendo el espectro de mar encrespada  $S(\omega, \mu)$  por el espectro del efecto de la mar encrespada  $S_Y(\omega, \mu)$  correspondiente a  $m_{oY}$ .

$$n_{H_Y} = \sum_i^I \sum_j^J \sum_k^K P_{ijk} \cdot \frac{T_s}{T_{Yijk}} \exp \left( -\frac{H_Y^2}{8 m_{oYijk}} \right)$$

3.8 Puesto que generalmente no existe espectro que quepa considerar como el más desfavorable para los esfuerzos a que se encuentra sometido el buque, y no se dispone de estadísticas de amplitud suficiente acerca de los espectros de mar encrespada medidos, la práctica actual para calcular los valores máximos a largo plazo de los efectos de mar encrespada es tomar como hipótesis un espectro normalizado deducido de los trabajos de Pierson y Moskowitz, sobre la base de datos estadísticos relativos al Atlántico Norte.

$$S(\omega, \mu) = 0.11 H_v^2 \frac{\omega_v^4}{\omega^5} \exp \left( -0.44 \left( \frac{\omega_v}{\omega} \right)^4 \right) \cdot \frac{2}{\pi} \cos^2(\mu - \mu_v)$$

$$|\mu - \mu_v| < \frac{\pi}{2}$$

En esta fórmula sólo  $S(\omega, \mu)$  depende de las tres características significativas  $H_v, \omega_v = 2\pi/T_v$  y  $\mu_v$ .

#### 4 Aplicación

4.1 Si la altura de ola  $H_1$  ó la amplitud doble  $H_Y$  del efecto de mar encrespada considerado durante el periodo de servicio  $T_S$  se alcanza o se rebasa sólo una vez, tendremos que  $n_{H_1} = 1$ , y que  $n_{H_Y} = 1$ .

4.2  $T_S$ , que representa el periodo total de servicio, es el número de días pasados en condiciones de mar encrespada característica del Atlántico Norte que figura en el cuadro 2-1.

4.3 Tanto  $P_{ijk}$  como  $T_{ijk}$  se determinarán mediante datos estadísticos sobre la mar encrespada de la zona marítima considerada.

4.4  $H_Y$  representa, por ejemplo, la amplitud doble de las aceleraciones del buque inducidas por la mar encrespada si se ha incluido la función de respuesta en amplitud aproximada  $Y(\omega, \mu)$ .

4.5 La vaga aproximación dada a continuación, que se sirve del periodo significativo  $T_V$  más frecuente del Atlántico Norte para determinar los encuentros con olas significativas, de la relación entre el periodo total de servicio  $T_S$  y la probabilidad de que sólo una vez se rebase un valor máximo del efecto de mar encrespada considerado.

$T_S$ (número de días en el Atlántico Norte)	Nivel de probabilidad aproximado
150	$10^{-6}$
1 500	$10^{-7}$
15 000	$10^{-8}$

APENDICE 3

## EXPEDIENTE DE SEGURIDAD

**Puntos cuya inclusión se recomienda****1 Principios generales**

1.1 El Expediente de seguridad está constituido por los documentos inicialmente presentados a la Administración, junto con los documentos, adiciones y enmiendas presentados ulteriormente.

1.2 En el Expediente de seguridad se consignarán análisis sistemáticos de la seguridad del buque nuclear en relación con el proyecto, la construcción, la utilización y la cesación en el servicio del buque y de su IPN, a fin de garantizar la ausencia de riesgos indebidos para las personas que pueda haber a bordo, el público en general y el medio ambiente. Asimismo habrá en él la información necesaria para que la Administración y la Administración de un Estado huésped puedan evaluar por cuenta propia la seguridad del buque nuclear.

1.3 La información se dará concisamente y las diversas cuestiones se tratarán con arreglo a su importancia relativa para la seguridad del buque nuclear.

1.4 Cuando se invoque la cláusula relativa a equivalencias de la Regla 5 del Capítulo I del Convenio, en el Expediente de seguridad figurará la descripción de la equivalencia y un análisis demostrativo de su pertinencia.

**2 Aspectos prácticos**

2.1 El Expediente de seguridad se preparará con arreglo a un formato que facilite la intercalación de información complementaria o de revisiones. Todas las páginas se fecharán de modo inequívoco por orden. Las páginas revisadas y las adiciones serán claramente identificables por el número de revisión y la fecha de la modificación.

2.2 Se hará uso de dibujos, gráficos, diagramas, cuadros y cartas en todos los casos en que con esos medios la información se presente de modo más adecuado o conveniente.

2.3 Toda la información presentada habrá de ser fácilmente legible, los símbolos irán definidos y los dibujos no se harán a una escala tan grande que su interpretación resulte difícil. Se utilizará el sistema de unidades SI así como las unidades realmente empleadas en los instrumentos.

2.4 En las secciones pertinentes podrá hacerse referencia a los informes relativos a determinados asuntos, a condición de que las autoridades apropiadas puedan disponer fácilmente de tales informes.

**3 Información general y resumen**

3.1 La introducción ofrecerá al lector una reseña de conjunto de la concepción general en la que figurará el proyecto, la construcción y la utilización del buque y de su IPN, juntamente con un resumen de las conclusiones relativas a la seguridad del buque.

3.2 Se dará una breve descripción de los puntos siguientes:

- .1 proyecto y características del buque;
- .2 descripción y parámetros de proyecto del SNGV;
- .3 estructura de contención y recinto de seguridad;
- .4 instalación propulsora nuclear;
- .5 máquinas y sistemas auxiliares;
- .6 sistemas de suministro de energía eléctrica;
- .7 propulsión auxiliar (si existe); y
- .8 estructura anticolidión.

3.3 En el resumen habrá una evaluación de la seguridad nuclear, con un examen de las disposiciones destinadas a prevenir los accidentes y limitar sus consecuencias, y observaciones relativas al grado de seguridad con que contarán el personal, el público en general y el medio ambiente.

#### **4 Base de proyecto relativa al medio ambiente**

Esta sección dará información acerca de las condiciones ambientales utilizadas como base de proyecto, subrayando especialmente los factores importantes tanto para la seguridad nuclear como para la seguridad general del buque. Se concretarán las razones que motivaron la selección de las condiciones ambientales de proyecto, con inclusión de referencias a:

- .1 estados de la mar;
- .2 tormenta considerada como base de proyecto;
- .3 selección de resistencias límite a la fatiga; y
- .4 factores de riesgo ambiental en las distintas regiones geográficas de operaciones.

#### **5 Reglas de seguridad**

En esta sección se consignarán las reglas de seguridad relativas a arquitectura naval, ingeniería, protección radiológica y administración en las que se basen el proyecto, la construcción y la utilización tanto del buque como de la IPN. Los puntos mencionados en esta sección serán objeto de un minucioso examen.

##### **5.1 Proyecto, construcción y utilización**

- .1 reglas de proyecto:
  - .1.1 normas;
  - .1.2 reglas de las sociedades de clasificación;
  - .1.3 códigos y normas de proyecto;
  - .1.4 prescripciones y reglamentos de carácter oficial;

- .2 códigos y prácticas de construcción utilizados;
  - .3 reglas de utilización tanto en servicio como en periodos de inactividad:
    - .3.1 reglamentos establecidos;
  - .4 reglas de utilización en caso de emergencia:
    - .4.1 acaecimientos operacionales previsibles;
    - .4.2 condiciones de accidente;
    - .4.3 situaciones en que se autoriza la utilización del buque aun cuando no se satisfagan las condiciones prescritas.
- 5.2 Descripción de garantía de la calidad
- .1 garantía de la calidad en cuanto a planificación, proyecto y adquisiciones;
  - .2 garantía de la calidad en cuanto a construcción, fabricación y puesta en servicio;
  - .3 garantía de la calidad en cuanto a funcionamiento y mantenimiento.

## **6 Descripción técnica y evaluación del proyecto**

6.1 En esta sección habrá una descripción técnica y una evaluación del proyecto de los diversos sistemas, estructuras y componentes que sean importantes para la seguridad del buque y de la IPN.

6.1.1 En las bases de proyecto que se indican en esta sección se especificarán el rendimiento exigido y los valores de los parámetros de los sistemas, así como las condiciones ambientales en que habrá de darse ese rendimiento. Se efectuará una evaluación del proyecto para demostrar que el proyecto de los sistemas y el de los componentes se ajustan a las bases de proyecto especificadas.

6.1.2 La naturaleza de algunos sistemas puede hacer aconsejable inscribir un determinado sistema bajo varios epígrafes, con objeto de identificar las diversas prescripciones pertinentes.

6.1.3 En la evaluación se examinarán los datos indicados a continuación, según sean aplicables al sistema o estructura objeto de análisis:

- .1 definición de la función;
- .2 descripción;
- .3 base de proyecto:
  - .3.1 parámetros de utilización normales y límite;
  - .3.2 selección y calificación de materiales;
  - .3.3 proyecto mecánico;
  - .3.4 consideraciones relativas a los aspectos térmico e hidráulico;
  - .3.5 consideraciones relativas a la física nuclear;

- .3.6 inspecciones y pruebas;
- .3.7 mantenimiento;
- .4 prescripciones relativas a la garantía de la calidad;
- .5 evaluación del proyecto;
- .5.1 análisis estructural;
- .5.2 cálculos térmicos e hidráulicos.

6.2 La descripción y la información que se prescriben en 6.1 serán de aplicación a los diversos sistemas indicados a continuación: (**Nota:** la enumeración siguientes se da a título indicativo y no habrá de considerarse como exhaustiva).

6.2.1 El buque y sistemas del buque:

- .1 disposición;
- .2 características;
- .3 estabilidad y compartimentado;
- .4 conservación de la flotabilidad;
- .5 estructura y resistencia del casco;
- .6 protección contra choques/abordajes;
- .7 navegación;
- .8 comunicaciones;
- .9 dispositivos de salvamento;
- .10 sistemas de máquinas del buque:
  - .10.1 energía eléctrica;
  - .10.2 máquinas propulsoras principales (por ejemplo, condensador, turbina, conducto de vapor y sistema de agua de alimentación principales);
  - .10.3 aparato de gobierno;
  - .10.4 prevención y detección de incendios;
  - .10.5 sistemas de calefacción, ventilación y climatización;
  - .10.6 sistemas de achique y lastrado;
  - .10.7 manipulación de la carga;
  - .10.8 equipo de fondeo;
  - .11 otros sistemas.

6.2.2 Sistema nuclear de generación de vapor (SNGV):

- .1 barrera de presión del circuito primario;

- .1.1 recipiente de presión del reactor;
  - .1.2 bombas del refrigerante primario;
  - .1.3 válvulas de seguridad, de alivio y de aislamiento;
  - .1.4 tuberías del refrigerante primario;
  - .1.5 generadores de vapor;
  - .1.6 sistema presionizador;
  - .2 sistemas auxiliares;
  - .3 núcleo del reactor:
    - .3.1 elementos combustibles, incluido el enriquecimiento;
    - .3.2 venenos consumibles y barras de mando;
    - .3.3 física del núcleo:
      - tasa de fluencia neutrónica y distribución de la potencia;
      - estabilidad de la potencia;
      - cálculos de reactividad;
    - .3.4 otras estructuras internas del reactor;
    - .3.5 termohidráulica del núcleo;
  - .4 instrumentos y mando:
    - .4.1 instrumentos y mando del reactor;
    - .4.2 instrumentos y mando de utilización normal;
    - .4.3 instrumentos y mando relacionados con la seguridad;
  - .5 dispositivos de seguridad técnicos provistos:
    - .5.1 sistemas de control de la reactividad;
    - .5.2 parada de emergencia del reactor;
    - .5.3 sistema de protección del reactor;
    - .5.4 refrigeración de emergencia del núcleo;
    - .5.5 extracción de calor residual;
    - .5.6 inyección de veneno soluble;
    - .5.7 estructura de contención y aislamiento de la estructura de contención;
    - .5.8 sistema de detección de fugas.
- 6.2.3 Puestos de mando principal y de emergencia:
- .1 mandos disponibles;
  - .2 instrumentos;
  - .3 ubicación y descripción;

- .4 prevención de incendios;
- .5 habitabilidad y acceso.

#### 6.2.4 Otros sistemas:

- .1 radiodesechos;
- .2 agua de alimentación de reposición;
- .3 control por veneno soluble;
- .4 control y purificación de la atmósfera dentro de la estructura de contención;
- .5 sistemas auxiliares de funcionamiento;
- .6 control químico del agua;
- .7 recinto de seguridad, incluidas la ventilación y la filtración del aire;
- .8 sistemas de descarga gaseosa y de drenaje de agua del circuito primario.

## 7 Rendimiento de la IPN

7.1 Esta sección ofrecerá información detallada sobre el comportamiento funcional de la instalación en condiciones de utilización normal. Para cada una de las fases indicadas a continuación y cualesquiera otras que se estimen necesarias, se especificarán las condiciones de los sistemas de que se trate y los valores de los parámetros importantes para demostrar que la instalación puede ser utilizada dentro de los límites fijados en la base de proyecto e indicados en el Expediente de seguridad.

7.2 La información relativa a la utilización normal comprenderá:

- .1 la puesta en marcha;
- .2 el funcionamiento en régimen de potencia estable;
- .3 las variaciones del nivel de potencia durante el funcionamiento;
- .4 la parada en caliente y a continuación la parada en frío;
- .5 el restablecimiento rápido del funcionamiento en régimen de potencia tras una parada de emergencia fortuita.

## 8 Radioprotección

8.1 Se examinarán los criterios fundamentales de radioprotección y se dará información acerca de:

- .1 los medios que permitan garantizar valores de radiación tan bajos como razonablemente puedan alcanzarse;
- .2 los límites de dosis equivalentes de radiación;
- .3 la radiactividad y los límites para la emisión de isótopos;

- .4 los valores de radiación y de contaminación vinculados a la división del buque en zonas y consiguientes restricciones por lo que hace al acceso;
- .5 las reglas y los procedimientos relativos al manejo de materias radiactivas y al acceso a las zonas controladas y vigiladas;
- .6 las reglas y los procedimientos relativos al acceso a las zonas controladas y vigiladas, según las CUI de que se trate.

8.2 Se examinará la cuestión de los blindajes y se facilitará como mínimo la información siguiente respecto de cada blindaje:

- .1 identificación de la fuente que haya que blindar;
- .2 ubicación y finalidad del blindaje;
- .3 dimensiones y materiales del blindaje;
- .4 verificación referida al proyecto mediante cálculos y pruebas, según proceda.

8.3 Los niveles de radiación previsible o tolerados durante cualquier CUI tendrán que compararse con los que se hayan fijado.

8.4 En la información relativa a la monitorización de las radiaciones se examinarán los principios de proyecto y la ubicación, el tipo, la sensibilidad, la gama de medición, los métodos de presentación y los sistemas de alarma de los detectores utilizados, así como su aptitud para funcionar satisfactoriamente en cualquier CUI.

8.5 La información relativa a la emisión de radiactividad con salida al medio ambiente incluirá la consideración de:

- .1 los instrumentos de medición y monitorización de los efluentes de la instalación;
- .2 la activación automática y manual de los sistemas limitadores de la emisión de radiactividad.

8.6 Se describirán los laboratorios, vestuarios, espacios e instalaciones destinadas al tratamiento de personas u objetos contaminados, y se dará la ubicación de todo ello.

8.7 Programa de física radiológica.

## **9 Análisis de accidentes y fallos**

9.1 El análisis de seguridad ofrecerá información detallada sobre posibles secuencias de eventos que afectarían a la instalación y al buque, originadas por:

- .1 fallo o funcionamiento defectuoso de sistemas, componentes o estructuras;
- .2 error humano en la utilización de la instalación;
- .3 acontecimientos externos tales como incendio, choque/abordaje, varada, encalladura inundación.

9.2 En el análisis se describirán posibles secuencias de eventos que puedan producirse a raíz de fallos o accidentes:

- .1 identificando los eventos iniciadores;
- .2 estableciendo la causa de los eventos iniciadores;
- .3 determinando la secuencia de eventos dados a continuación del evento iniciador;
- .4 determinando las consecuencias resultantes.

9.3 El análisis habrá de:

- .1 verificar que la base de proyecto es la apropiada;
- .2 describir la distribución de materias radiactivas en la instalación, a fines de utilización en el análisis y como base para la evaluación de los efectos radiológicos;
- .3 identificar los eventos (accidentes) base de proyecto e indicar el término fuente que se haya tomado como hipótesis en el análisis.

9.4 En el análisis se indicarán los puntos siguientes:

- .1 valores de los parámetros utilizados;
- .2 hipótesis en que se hayan basado los cálculos;
- .3 explicación de los resultados obtenidos;
- .4 precisión y margen de seguridad de los cálculos;
- .5 inventario radiactivo y composición isotópica utilizados;
- .6 supuestos defectos del encamisado y elementos de combustible fisurado;
- .7 régimen de fugas de la estructura de contención y eficacia de absorción y de filtración;
- .8 medidas automáticas o tomadas por el operario, necesarias o hipotéticas;
- .9 plazo, indicado a partir del evento, en que han de tomarse tales medidas.

9.5 Se analizarán los fallos en que intervenga el concepto del criterio de fallo único.

9.6 Se describirán detalladamente los resultados del análisis del evento de que se trate.

9.7 Grupos de eventos que procede analizar.

9.8 Perturbaciones que afectan a la IPN:

- .1 cambio de reactividad no controlado, que por ejemplo lleve consigo:
  - .1.1 el movimiento accidental del elemento y del grupo de mando más reactivo;
  - .1.2 el funcionamiento defectuoso del sistema de control químico;
  - .1.3 inyección de agua fría;

- .1.4 el funcionamiento defectuoso del regulador del agua de alimentación, como en la inyección de un caudal máximo de agua de alimentación a baja potencia;
- .2 eventos que afectan al circuito primario:
  - .2.1 perturbaciones en el suministro de agua de reposición del circuito primario;
  - .2.2 pérdida parcial o total de la circulación a presión del refrigerante primario;
  - .2.3 pérdida de presión del refrigerante;
  - .2.4 rotura de la envolvente del refrigerante primario – accidente con pérdida de refrigerante (ACPR);
  - .2.5 tasa excesiva de calentamiento del refrigerante;
  - .2.6 tasa excesiva de presionización;
  - .2.7 rotura de tubos del generador de vapor;
- .3 eventos que afectan al circuito secundario:
  - .3.1 rotura del conducto principal de vapor o del conducto principal de agua de alimentación;
  - .3.2 aumento de presión;
  - .3.3 cierre de la válvula de aislamiento del conducto principal de vapor;
  - .3.4 disparo de turbina;
  - .3.5 aislamiento del condensador principal;
  - .3.6 pérdida de agua de alimentación;
- .4 transitorios previsibles sin parada de emergencia;
- .5 otros eventos:
  - .5.1 perturbaciones en el suministro de energía eléctrica;
  - .5.2 funcionamiento defectuoso de instrumentos;
  - .5.3 inhabilitación de la cámara de mando;
  - .5.4 fallos de modo común;
  - .5.5 activación involuntaria del SNGV;
  - .5.6 perturbaciones en los sistemas de tratamiento y almacenamiento de radio-desechos y en los sistemas de descarga gaseosa.

9.9 Accidentes del buque:

Se examinarán estas condiciones, según proceda, con el buque en la mar y surto en el puerto.

- .1 choque/abordaje;
- .2 varada/encalladura;
- .3 zozobra;

- .4 hundimiento en aguas poco profundas;
- .5 hundimiento en aguas profundas;
- .6 incendio:
  - .6.1 dentro del recinto de seguridad;
  - .6.2 incendio o explosión de la carga;
  - .6.3 incendio o explosión en otra parte del buque;
- .7 riesgos externos en las proximidades del buque (incendio, explosión, gases tóxicos, etc.);
- .8 pérdida de maniobrabilidad.

## **10 Condiciones para la utilización autorizada**

10.1 En esta sección se especificarán detalladamente las condiciones que hay que satisfacer antes de la utilización y en el curso de ésta, incluida la observancia de los límites superiores e inferiores de las variables de funcionamiento que cuentan para la seguridad nuclear, y otras prescripciones de índole técnica y administrativa y relativas a los procedimientos.

10.2 Como mínimo se tratarán los puntos enumerados a continuación:

- .1 límites de seguridad;
- .2 límites de alarma;
- .3 ajustes del disparo de los sistemas de seguridad;
- .4 condiciones límite para la utilización del buque en situaciones de emergencia (véase 5.1.4 del presente Apéndice);
- .5 reconocimientos e inspecciones de las condiciones técnicas:
  - .5.1 frecuencia y alcance de los registros y de las pruebas;
  - .5.2 calibraciones e inspecciones;
- .6 control administrativo: \*
  - .6.1 organización y ordenación de puestos y de responsabilidades;
  - .6.2 procedimientos de modificación y aprobación de las instrucciones y órdenes de carácter operacional;
  - .6.3 adscripción del personal de operaciones a los diversos cometidos, y composición y competencia del mismo;
  - .6.4 procedimientos e instrucciones que rigen las condiciones de utilización normal, los acaecimientos operacionales previsibles, los accidentes y las medidas aplicables a situaciones de siniestro;
- .7 mantenimiento — exigencias en relación con la vigilancia.

---

\* Podrá hacerse una referencia al manual de organización y al Manual de instrucciones.

## **11 Salvaguardia del buque y de la IPN**

11.1 Se describirán las disposiciones tomadas para proteger la instalación contra intrusos, actos de sabotaje y robos de materias nucleares.

11.2 Se prestará una atención especial a la pugna que pueda darse entre las disposiciones tomadas a fines de salvaguardia y otras relativas a la seguridad.

11.3 La información dada al efecto se presentará por separado en un documento clasificado de conformidad con las prescripciones de las autoridades apropiadas. Esta información será facilitada a las autoridades apropiadas de la Administración del Estado huésped que la soliciten.

11.4 Se describirán las disposiciones tomadas en la fase de proyecto para la protección física del buque y de la instalación propulsora nuclear.

## **12 Cesación en el servicio**

Se expondrá el concepto de la cesación en el servicio efectuada de modo que no entrañe riesgos radiológicos indebidos para el público en general.

## **13 Posible índice**

A continuación se da, a título de orientación, un índice típico de Expediente de seguridad.

### **13.1 Generalidades:**

- .1 designación y tipo del buque y servicio a que esté destinado;
- .2 cronología de la creación del buque; constructor del SNGV, astillero;
- .3 autoridades supervisoras durante las fases de proyecto, construcción y utilización;
- .4 designación y normas de proyecto del buque y de la instalación propulsora nuclear;
- .5 garantía de la calidad:
  - .5.1 garantía de la calidad en la fase de planificación;
  - .5.2 garantía de la calidad en las fases de fabricación y montaje del equipo de la instalación propulsora nuclear;
  - .5.3 garantía de la calidad en la fase de utilización.

### **13.2 El buque y su seguridad general:**

- .1 características generales y descripción del buque:
  - .1.1 características generales;
  - .1.2 descripción general;
  - .1.3 estructura y resistencia del casco;

- .1.4 disposición de la instalación propulsora nuclear, del equipo y de los puestos de mando;
- .1.5 maniobrabilidad;
- .2 protección contra choques/abordajes en la zona del compartimiento del reactor;
- .3 estabilidad y compartimentado en condiciones normales y de emergencia;
- .4 equipo de navegación y medios de comunicación;
- .5 dispositivos de salvamento;
- .6 prevención de incendios;
- .7 disposición del buque;
- .8 sistema del buque.

13.3 Sistema nuclear de generación de vapor:

- .1 descripción general y características;
- .2 circuito primario:
  - .2.1 características generales;
  - .2.2 redundancia de equipo;
  - .2.3 disposición del equipo;
  - .2.4 equipo;
    - .2.4.1 reactor
      - estructura, materiales, resistencia;
      - núcleo;
    - .2.4.2 generadores de vapor;
    - .2.4.3 bombas de circulación;
    - .2.4.4 dispositivos de los sistemas de mando y de protección;
    - .2.4.5 equipo auxiliar;
    - .2.4.6 presionizador;
    - .2.4.7 válvulas de seguridad, de alivio y de aislamiento;
  - .3 sistemas y equipo auxiliares:
    - .3.1 equipo de depuración del refrigerante primario;
    - .3.2 sistema de refrigeración intermedio;
    - .3.3 sistema de muestreo;
    - .3.4 sistema de extracción de gases y de desagüe;

.4 sistemas de emergencia:

- .4.1 refrigeración del reactor;
- .4.2 sistema de refrigeración de emergencia del reactor;
- .4.3 sistema de inyección de veneno soluble;
- .4.4 protección contra las sobrepresiones del generador de vapor.

13.4 Sistemas de control, monitorización y protección:

- .1 disposición;
- .2 descripción;
- .3 parámetros, instrumentos y equipo;
- .4 interacción con el conjunto de la instalación de turbina de vapor;
- .5 puestos de mando.

13.5 Estructura de contención:

- .1 estructura;
- .2 resistencia;
- .3 estanquidad;
- .4 sistema de supresión de presión;
- .5 sistema de inundación en caso de emergencia.

13.6 Recinto de seguridad:

- .1 estructura;
- .2 resistencia;
- .3 estanquidad.

13.7 Radioprotección:

- .1 estructura y materiales de los blindajes;
- .2 radiactividad en los sistemas de refrigeración;
- .3 división del buque en zonas de control de las radiaciones;
- .4 niveles de las radiaciones;
- .5 medidas especiales de radioprotección y medios de radioprotección;
- .6 monitorización de las radiaciones;

- .7 radiodesechos:
  - .7.1 desechos gaseosos;
  - .7.2 desechos líquidos;
  - .7.3 desechos sólidos;
- .8 sistemas de ventilación y de climatización.

13.8 Conjunto de la instalación de turbina de vapor:

- .1 descripción y características generales del circuito secundario;
- .2 sistema de refrigeración del condensador principal;
- .3 sistemas de reposición de agua de alimentación y de condensado;
- .4 sistemas de vapor auxiliares;
- .5 fuente de energía de emergencia para la propulsión.

13.9 Sistema eléctrico:

- .1 fuentes de energía eléctrica;
- .2 análisis de la carga eléctrica;
- .3 distribución de la energía eléctrica;
- .4 suministro de energía eléctrica para el SNGV en situaciones de emergencia.

13.10 Modalidades de orden operacional de la instalación nuclear:

- .1 puesta en marcha;
- .2 utilización en régimen de potencia;
- .3 parada;
- .4 funcionamiento a partir de una fuente de energía de emergencia.

13.11 Utilización del buque\*:

- .1 organización de orden operacional;
- .2 composición y competencia de la dotación del buque;
- .3 organización de las guardias;
- .4 llamadas a la tripulación y ejercicios periódicos;
- .5 documentos relativos a la utilización;

---

\* Podrá haber referencias al Manual de instrucciones para la obtención de pormenores.

- .6 reconocimientos e inspecciones del estado técnico;
- .7 entrada y permanencia en puerto:
  - .7.1 descripción de las condiciones locales;
  - .7.2 disposiciones previas a la entrada en puerto;
  - .7.3 condiciones en el punto de fondeo;
  - .7.4 disposiciones de carácter administrativo para emergencias;
  - .7.5 medidas de salvaguardia;
- .8 salvamento del buque.

13.12 Análisis de accidentes:

- .1 perturbaciones en el SNGV:
  - .1.1 parada de emergencia de la bomba o las bombas del refrigerante primario;
  - .1.2 rotura de tubos de generador de vapor;
  - .1.3 perturbaciones en el suministro de agua de alimentación;
  - .1.4 perturbaciones en el suministro de energía eléctrica;
  - .1.5 perturbaciones en la extracción de vapor vivo;
  - .1.6 rotura de una tubería principal de vapor;
  - .1.7 retirada incontrolable de la barra de mando más eficaz;
  - .1.8 accidente a causa de agua fría;
  - .1.9 rotura del circuito primario – accidente con pérdida de refrigerante;
- .2 siniestros:
  - .2.1 choque/abordaje (impacto en la zona del compartimiento del reactor);
  - .2.2 varada/encalladura;
  - .2.3 zozobra;
  - .2.4 hundimiento en aguas poco profundas;
  - .2.5 hundimiento en aguas profundas;
  - .2.6 incendio.

13.13 Estimación general de la seguridad del buque.

APENDICE 4

INTENSIDADES LIMITE DE DOSIS EQUIVALENTE EN  
DIFERENTES ZONAS Y ESPACIOS

	<b>Zona o espacio</b>	<b>Intensidad de dosis equivalente*</b>
1	En el puente de navegación	0,75 $\mu$ Sv/h (0,075 m rem/h)
2	En los espacios de alojamiento	0,15 $\mu$ Sv/h (0,015 m rem/h)
3	En la cubierta superior y en los espacios de carga	0,50 $\mu$ Sv/h (0,05 m rem/h)
4	En los costados del buque por encima de la flotación	0,50 $\mu$ Sv/h (0,05 m rem/h)
5	En el fondo del buque, cuando se prevea el mantenimiento o el reconocimiento "en la mar": con el reactor funcionando al 10 por 100 de su potencia.	7,5 $\mu$ Sv/h (0,75 m rem/h)

\* Las intensidades de dosis equivalentes consignadas en el presente Apéndice sólo corresponden a fuentes del propio buque; no incluyen la radiación ambiente natural.

APENDICE 5

PROGRAMA DE GARANTIA DE LA CALIDAD (PGC)

**1 Generalidades**

1.1 Como condición previa a la aprobación de la Administración para la construcción de un buque nuclear habrá que instituir un programa de garantía de la calidad (PGC) que abarque todo el periodo de servicio del buque, acompañarlo de documentos y ponerlo en práctica de un modo que la Administración juzgue satisfactorio a fin de que el buque satisfaga lo dispuesto en el Código y en otros reglamentos y convenios aplicables.

1.2 El PGC habrá de hacer posible la detección de discrepancias y abarcará todas las actividades desarrolladas desde el proyecto inicial hasta la cesación definitiva en el servicio, entre las cuales figurarán: el proyecto, la obtención, manipulación y prueba de materiales; la construcción; las pruebas de puesta en servicio y ulteriores a la puesta en servicio; dotación; procedimientos de orden operacional, reparaciones e inspecciones; cesación en el servicio; desmantelamiento.

1.3 La puesta en práctica del PGC habrá de garantizar que todas las actividades y todos los materiales se ajustan a los documentos relativos al proyecto y a los procedimientos e instrucciones dados por escrito, y que la eficacia del propio PGC es objeto de fiscalización.

1.4 En el Expediente de seguridad figurará una descripción completa del PGC a efectos de aprobación por parte de la Administración con anterioridad a la iniciación de las fases citadas en 1.2.

1.5 Las prescripciones generales del PGC habrán de garantizar que:

- .1 se crea un mecanismo organizador que indique claramente quién será responsable del programa durante toda la vida del buque;
- .2 se efectúa la fiscalización de todos los documentos con carácter permanente;
- .3 se aplican todas las prescripciones especificadas;
- .4 los materiales y los procedimientos se ajustan al necesario nivel de calidad correspondiente a las clases de proyecto y de seguridad asignadas al componente o sistema;
- .5 las pruebas destinadas a verificar las propiedades de los materiales, antes de la fabricación y en el curso de ésta, responden a las especificaciones aprobadas;
- .6 los procedimientos seguidos a fines de proyecto, adquisición, fabricación, manipulación, almacenamiento, operaciones de instalación, mantenimiento, realización de pruebas y utilización se ajustan a los niveles de calidad correspondientes a las clases de proyecto y de seguridad asignadas;
- .7 los componentes y los sistemas se fabrican, instalan y mantienen de conformidad con los planos, diseños y especificaciones aprobados por la Administración o su autoridad competente;
- .8 los sistemas y los componentes operan desempeñando sus funciones especificadas, especialmente por lo que respecta a las de seguridad;
- .9 se da pleno cumplimiento a todo lo dispuesto en el presente Código y a otras prescripciones pertinentes de la Administración; y
- .10 se llevan, en relación con la garantía de calidad, registros de todos los procedimientos, planes, inspecciones, pruebas y resultados de las pruebas, así como de las decisiones tomadas en casos de disconformidad.

## 2 Plan de organización

2.1 El plan de organización del PGC definirá claramente las responsabilidades de carácter funcional, los niveles de autoridad, los conductos regulares de comunicación y las relaciones que pueda haber entre diversas organizaciones cuando éstas intervengan en la adopción de disposiciones.

2.2 Las responsabilidades funcionales tendrán por objeto en el marco del PGC:

- .1 el logro de los objetivos de calidad por parte de las personas que intervengan directamente en la realización del trabajo; y
- .2 la verificación de que se satisfacen las prescripciones establecidas, cuando tal verificación sea necesaria, efectuada por personas a las que no incumba la ejecución del trabajo.

2.3 En todas las etapas de la vida del buque habrá una sola autoridad designada que responda de la administración y la fiscalización generales del PGC. Se ejercerá la fiscalización necesaria para garantizar la integración y la continuidad de aplicación de las disposiciones relativas a garantía de la calidad cuando los trabajos sean objeto de subcontrato o haya una transferencia de funciones primordiales.

### **3 Documentación y registros**

3.1 Se establecerán medidas, amparadas por documentos, encaminadas a fiscalizar la preparación, el examen, la aprobación, la emisión, la revisión y la anulación de todos los documentos indispensables para las actividades que afecten a la calidad.

3.2 Se establecerán medidas de fiscalización, amparadas por documentos, que garanticen la determinación y la aplicación apropiada de todas las disposiciones pertinentes relativas al proyecto tales como las prescripciones reglamentarias, los códigos vigentes, las normas y las bases de proyecto.

3.3 Se llevarán registros respecto de la garantía de la calidad que reflejen todos los aspectos del PGC. En estos registros, que habrán de ofrecer pruebas objetivas del control de la calidad, figurarán datos sobre exámenes, inspecciones, pruebas, verificaciones, supervisión de la ejecución de trabajos, análisis de materiales, cuadernos de utilización de la instalación propulsora nuclear, fallos y deficiencias, reparaciones y otros datos pertinentes. Los registros de garantía de la calidad se recopilarán, archivarán y conservarán de modo que sea posible consultarlos fácilmente.

### **4 Procedimientos de control**

4.1 Los procedimientos de control del proyecto permitirán verificar la idoneidad del proyecto mediante exámenes de éste, métodos de cálculo distintos, evaluación crítica de las hipótesis de proyecto y la realización de pruebas apropiadas. Las modificaciones que se hagan en el proyecto se someterán a control en el mismo grado que el proyecto inicial.

4.2 Se establecerán medidas, firmemente amparadas por documentos, que garanticen que en su totalidad las prescripciones reglamentarias, las bases de proyecto, las normas, las especificaciones, los criterios de rendimiento y otros datos necesarios aparecen recogidos, ya como tales, ya referenciados en los documentos relativos a la obtención de componentes y servicios. Los componentes y servicios obtenidos serán objeto de control para garantizar que satisfacen las especificaciones de obtención.

4.3 Será fundamental, en la evaluación y selección de los proveedores, la aptitud de éstos para proporcionar componentes y servicios que satisfagan plenamente las prescripciones del documento relativo a la obtención.

4.4 Se establecerán medidas para la determinación y el control de componentes incluidos los subconjuntos, de modo que quepa identificarlos fácilmente durante la instalación y la utilización. Los correspondientes documentos de control tendrán que estar disponibles en relación con los componentes a medida que éstos pasen por las diversas etapas de fabricación.

4.5 Los procesos y procedimientos empleados en la fabricación, manipulación, instalación, prueba y utilización de sistemas y componentes serán objeto de constante monitorización a fin de que no disminuya la calidad conseguida y comprobada inicialmente.

4.6 En el PGC se consignarán las medidas necesarias para detectar, identificar y subsanar cualquier defecto que vaya en menoscabo del funcionamiento correcto del equipo o de los sistemas a que se aplique el PGC. Se examinarán los fallos funcionamientos defectuosos, deficiencias, discrepancias, los materiales y el equipo defectuosos o inapropiados y cualquier otra disconformidad pertinente, y se tomarán medidas correctivas aprobadas.

## 5 Pruebas

5.1 Se establecerá un programa de pruebas aprobado en el que consten el plan de realización, la identificación, las normas de ejecución, los procedimientos y la documentación de todas las pruebas necesarias para satisfacer las prescripciones del PGC. En dicho programa figurarán las pruebas adecuadas a fines de calificación de procedimientos y equipo, pruebas de homologación de prototipos, pruebas de comprobación previas a la instalación, pruebas previas a la utilización y de puesta en marcha y pruebas en servicio. Los dispositivos de prueba y medición utilizados en las pruebas serán objeto de control y de frecuente calibración a fin de mantener su precisión dentro de los límites prescritos.

5.2 Se concretará el alcance de las pruebas de garantía de la calidad, según sea necesario, por lo que respecta a los documentos, materiales, estructuras, componentes o sistemas de que se trate. Se describirá la competencia del personal encargado de las inspecciones y pruebas así como los procedimientos seguidos para efectuarlas.

### APENDICE 6

#### APLICACION DEL CRITERIO DE FALLO UNICO

1 El criterio de fallo único es un principio de proyecto en virtud del cual la función que un sistema de seguridad está llamado a desempeñar será desempeñada aun cuando se produzca el fallo aleatorio de un componente del sistema.

2 Se parte de la hipótesis de que se produce un fallo único en los sistemas de seguridad que han sido proyectados para aminorar el efecto de un evento iniciador. Los análisis de accidentes se efectuarán suponiendo la combinación de un evento iniciador con todo otro fallo originado directamente por el evento iniciador y, además, el fallo aleatorio único de cualquiera de los componentes necesarios para el desempeño de la función de seguridad destinada a aminorar las consecuencias del evento iniciador.

3 Habrá que tener en cuenta todas estas consideraciones cuando se aplique el criterio de fallo único. Por consiguiente:

- .1 este concepto se aplica sólo a los sistemas importantes para la seguridad del SNGV;
- .2 el concepto está vinculado a la aptitud de un sistema de seguridad considerado en su conjunto, y no a la de cada uno de los subsistemas del sistema de seguridad, para desempeñar la función del sistema a raíz del fallo de cualquiera de sus componentes.

Dicho en términos más sencillos, el criterio de fallo único se aplica al sistema de seguridad y no a cada uno de sus subsistemas, incluso si cada uno de estos subsistemas puede por sí solo desempeñar la función del sistema.

4 Sistema es la totalidad del medio constituido por componentes eléctricos, fluidos y mecánicos gracias al cual se desempeña una determinada función. Además, un sistema puede estar integrado por varios subsistemas. Un subsistema puede ser clasificado con arreglo al tipo de sus componentes, que quizá serán eléctricos, fluidos o mecánicos, o bien cabe que el subsistemas contenga todos los componentes necesarios para desempeñar la función del sistema. Juntos, todos los subsistemas constituyen el medio completo gracias al cual se desempeña una determinada función, y colectivamente tienen la denominación de "sistema".

5 Los sistemas a los que procede aplicar el concepto son, pro ejemplo, el sistema de protección, el sistema de extracción de calor residual, el sistema de emergencia de refrigeración del núcleo, el sistema de extracción de calor de la estructura de contención, los sistemas de aislamiento instalados para la contención, el sistema de purificación de aire instalado para la contención y el sistema de agua de refrigeración. Estos son los sistemas que se precisan para garantizar en condiciones de seguridad la puesta en marcha, la utilización en régimen de potencia, la parada y el mantenimiento de las condiciones de parada del reactor en todas las CUI.

6 No se da por sentado que el criterio de fallo único sea aplicable a la utilización normal. Respecto de otras CUI habrá que tener presente el criterio de fallo único en la fase de proyecto mediante la aplicación del principio de la redundancia, de la diversidad, de la independencia o de la serparación o, si es necesario, con la provisión de un sistema de seguridad.

7 Este criterio constituye un principio determinista que procede utilizar al proyectar los sistemas de seguridad del reactor, además de otras prescripciones, como las de la garantía de la calidad y el análisis de fiabilidad. En general, se postulan fallos únicos en el caso de los componentes tanto pasivos como activos, a efectos de accidentes base de proyecto.

8 En la realización del análisis de un fallo único puede no ser necesario suponer el fallo de un componente pasivo proyectado, fabricado, inspeccionado y mantenido en servicio según un nivel de calidad sumamente elevado. No obstante, cuando se suponga que un componente pasivo no puede fallar, habrá que justificar este enfoque analítico teniendo en cuenta la duración del periodo total que, después del evento iniciador, el componente tendrá que ser utilizado.

9 En general, el criterio de fallo único se aplica a los componentes eléctricos y fluidos, incluida el agua de refrigeración, en un determinado sistema de seguridad. Se produce no obstante una excepción a esta regla en los casos en que un sistema de seguridad no cuenta con su propia fuente de energía eléctrica o cuando una determinada fuente de energía eléctrica alimenta más de un sistema de seguridad. Si se produce cualquiera de estas dos situaciones, las fuentes de energía eléctrica tendrán que ser consideradas como constitutivas de un sistema de seguridad distinto, al que habrá que aplicar el criterio de fallo único.

10 El criterio de fallo único no se aplicará en el caso de las CUI 4b.