

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Diseño del sistema
de refrigeración del
reactor y los sistemas
asociados en las
centrales nucleares

GUÍA DE SEGURIDAD

Nº NS-G-1.9



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Con arreglo a lo dispuesto en el artículo III de su Estatuto, el OIEA está autorizado a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y a proveer a la aplicación de esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas aparecen en la **Colección de Normas de Seguridad del OIEA**. Esta serie de publicaciones abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos, así como la seguridad general (es decir, todas esas esferas de la seguridad). Las categorías comprendidas en esta serie son las siguientes: **Nociones fundamentales de seguridad, Requisitos de seguridad y Guías de seguridad**.

Las normas de seguridad llevan un código que corresponde a su ámbito de aplicación: seguridad nuclear (NS), seguridad radiológica (RS), seguridad del transporte (TS), seguridad de los desechos (WS) y seguridad general (GS).

Para obtener información sobre el programa de normas de seguridad del OIEA puede consultarse el sitio del OIEA en Internet:

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el glosario de seguridad del OIEA y un informe de situación relativo a las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA, PO Box 100, 1400 Viena (Austria).

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la aplicación de las normas (por ejemplo, como base de los reglamentos nacionales, para exámenes de la seguridad y para cursos de capacitación), con el fin de garantizar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. La información puede proporcionarse a través del sitio del OIEA en Internet o por correo postal, a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico, a la dirección Official.Mail@iaea.org.

OTRAS PUBLICACIONES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

Con arreglo a lo dispuesto en el artículo III y el párrafo C del artículo VIII de su Estatuto, el OIEA facilita y fomenta la aplicación de las normas y el intercambio de información relacionada con las actividades nucleares pacíficas, y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

Los informes sobre seguridad y protección en las actividades nucleares se publican como **informes de seguridad**, que ofrecen ejemplos prácticos y métodos detallados que se pueden utilizar en apoyo de las normas de seguridad.

Otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad se publican como **informes sobre evaluación radiológica, informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), **Informes Técnicos**, y documentos **TECDOC**. El OIEA publica asimismo informes sobre accidentes radiológicos, manuales de capacitación y manuales prácticos, así como otras obras especiales relacionadas con la seguridad. Las publicaciones relacionadas con la seguridad física aparecen en la **Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA**.

DISEÑO DEL SISTEMA DE
REFRIGERACIÓN DEL REACTOR Y
LOS SISTEMAS ASOCIADOS EN LAS
CENTRALES NUCLEARES

Los siguientes Estados son Miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica:

AFGANISTÁN, REPÚBLICA ISLÁMICA DEL	FEDERACIÓN DE RUSIA	NICARAGUA
ALBANIA	FILIPINAS	NÍGER
ALEMANIA	FINLANDIA	NIGERIA
ANGOLA	FRANCIA	NORUEGA
ARABIA SAUDITA	GABÓN	NUEVA ZELANDIA
ARGELIA	GEORGIA	OMÁN
ARGENTINA	GHANA	PAÍSES BAJOS
ARMENIA	GRECIA	PAKISTÁN
AUSTRALIA	GUATEMALA	PALAU
AUSTRIA	HAITÍ	PANAMÁ
AZERBAIYÁN	HONDURAS	PARAGUAY
BAHREIN	HUNGRÍA	PERÚ
BANGLADESH	INDIA	POLONIA
BELARÚS	INDONESIA	PORTUGAL
BÉLGICA	IRÁN, REPÚBLICA ISLÁMICA DEL	QATAR
BELICE	IRAQ	REINO UNIDO DE GRAN BRETAÑA E IRLANDA DEL NORTE
BENIN	IRLANDA	IRLANDA DEL NORTE
BOLIVIA	ISLANDIA	REPÚBLICA ÁRABE SIRIA
BOSNIA Y HERZEGOVINA	ISLAS MARSHALL	REPÚBLICA CENTROAFRICANA
BOTSWANA	ISRAEL	REPÚBLICA CHECA
BRASIL	ITALIA	REPÚBLICA DE MOLDOVA
BULGARIA	JAMAHIRIYA ÁRABE LIBIA	REPÚBLICA DEMOCRÁTICA DEL CONGO
BURKINA FASO	JAMAICA	REPÚBLICA DOMINICANA
BURUNDI	JAPÓN	REPÚBLICA UNIDA DE TANZANÍA
CAMBOYA	JORDANIA	RUMANIA
CAMERÚN	KAZAJSTÁN	SANTA SEDE
CANADÁ	KENYA	SENEGAL
CHAD	KIRGUISTÁN	SERBIA
CHILE	KUWAIT	SEYCHELLES
CHINA	LESOTHO	SIERRA LEONA
CHIPRE	LETONIA	SINGAPUR
COLOMBIA	LÍBANO	SRI LANKA
CONGO	LIBERIA	SUDÁFRICA
COREA, REPÚBLICA DE	LIECHTENSTEIN	SUDÁN
COSTA RICA	LITUANIA	SUECIA
CÔTE D'IVOIRE	LUXEMBURGO	SUIZA
CROACIA	MADAGASCAR	TAILANDIA
CUBA	MALASIA	TAYIKISTÁN
DINAMARCA	MALAWI	TÚNEZ
ECUADOR	MALÍ	TURQUÍA
EGIPTO	MALTA	UCRANIA
EL SALVADOR	MARRUECOS	UGANDA
EMIRATOS ÁRABES UNIDOS	MAURICIO	URUGUAY
ERITREA	MAURITANIA, REPÚBLICA ISLÁMICA DE	UZBEKISTÁN
ESLOVAQUIA	MÉXICO	VENEZUELA, REPÚBLICA BOLIVARIANA DE
ESLOVENIA	MÓNACO	VIET NAM
ESPAÑA	MONGOLIA	YEMEN
ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA	MONTENEGRO	ZAMBIA
ESTONIA	MOZAMBIQUE	ZIMBABWE
ETIOPÍA	MYANMAR	
EX REPÚBLICA YUGOSLAVA DE MACEDONIA	NAMIBIA	
	NEPAL	

El Estatuto del Organismo fue aprobado el 23 de octubre de 1956 en la Conferencia sobre el Estatuto del OIEA celebrada en la Sede de las Naciones Unidas (Nueva York); entró en vigor el 29 de julio de 1957. El Organismo tiene la Sede en Viena. Su principal objetivo es “acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero”.

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° NS-G-1.9

DISEÑO DEL SISTEMA DE
REFRIGERACIÓN DEL REACTOR Y
LOS SISTEMAS ASOCIADOS EN LAS
CENTRALES NUCLEARES

GUÍA DE SEGURIDAD

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2010

DERECHOS DE AUTOR

Todas las publicaciones científicas y técnicas del OIEA están protegidas en virtud de la Convención Universal sobre Derecho de Autor aprobada en 1952 (Berna) y revisada en 1972 (París). Desde entonces, la Organización Mundial de la Propiedad Intelectual (Ginebra) ha ampliado la cobertura de los derechos de autor que ahora incluyen la propiedad intelectual de obras electrónicas y virtuales. Para la utilización de textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, impresas o en formato electrónico, deberá obtenerse la correspondiente autorización, y por lo general dicha utilización estará sujeta a un acuerdo de pago de regalías. Se aceptan propuestas relativas a reproducción y traducción sin fines comerciales, que se examinarán individualmente. Las solicitudes de información deben dirigirse a la Sección Editorial del OIEA:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta
Sección Editorial
Organismo Internacional de Energía Atómica
Centro Internacional de Viena
PO Box 100
1400 Viena (Austria)
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
correo-e: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© OIEA, 2010
Impreso por el OIEA en Austria
Julio de 2010

DISEÑO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN
DEL REACTOR Y LOS SISTEMAS ASOCIADOS
EN LAS CENTRALES NUCLEARES
OIEA, VIENA, 2010
STI/PUB/1187
ISBN 978-92-0-306910-6
ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

Una de las funciones estatutarias del OIEA es establecer o adoptar normas de seguridad para proteger, en el desarrollo y la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos, la salud, la vida y los bienes, y proveer lo necesario para la aplicación de esas normas a sus propias operaciones, así como a las realizadas con su asistencia y, a petición de las Partes, a las operaciones que se efectúen en virtud de cualquier arreglo bilateral o multilateral, o bien, a petición de un Estado, a cualquiera de las actividades de ese Estado en el campo de la energía nuclear.

Los siguientes órganos supervisan la elaboración de las normas de seguridad: la Comisión sobre normas de seguridad (CSS); el Comité sobre normas de seguridad nuclear (NUSSC); el Comité sobre normas de seguridad radiológica (RASSC); el Comité sobre normas de seguridad en el transporte (TRANSSC); y el Comité sobre normas de seguridad de los desechos (WASSC). Los Estados Miembros están ampliamente representados en estos comités.

Con el fin de asegurar el más amplio consenso internacional posible, las normas de seguridad se presentan además a todos los Estados Miembros para que formulen observaciones al respecto antes de aprobarlas la Junta de Gobernadores del OIEA (en el caso de las Nociones fundamentales de seguridad y los Requisitos de seguridad) o el Comité de Publicaciones, en nombre del Director General, (en el caso de las Guías de seguridad).

Aunque las normas de seguridad del OIEA no son jurídicamente vinculantes para los Estados Miembros, éstos pueden adoptarlas, a su discreción, para utilizarlas en sus reglamentos nacionales respecto de sus propias actividades. Las normas son de obligado cumplimiento para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones para las que éste preste asistencia. A todo Estado que desee concertar con el OIEA un acuerdo para recibir su asistencia en lo concerniente al emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación o clausura de una instalación nuclear, o a cualquier otra actividad, se le pedirá que cumpla las partes de las normas de seguridad correspondientes a las actividades objeto del acuerdo. Ahora bien, conviene recordar que, en cualquier trámite de concesión de licencia, la decisión definitiva y la responsabilidad jurídica incumbe a los Estados.

Si bien las mencionadas normas establecen las bases esenciales para la seguridad, puede ser también necesario incorporar requisitos más detallados, acordes con la práctica nacional. Además, existirán por lo general aspectos especiales que será necesario aquilatar en función de las circunstancias particulares de cada caso.

Se menciona cuando procede, pero sin tratarla en detalle, la protección física de los materiales fisibles y radiactivos y de las centrales nucleares en general; las obligaciones de los Estados a este respecto deben enfocarse partiendo de la base de

los instrumentos y publicaciones aplicables elaborados bajo los auspicios del OIEA. Tampoco se consideran explícitamente los aspectos no radiológicos de la seguridad industrial y la protección del medio ambiente; se reconoce que, en relación con ellos, los Estados deben cumplir sus compromisos y obligaciones internacionales.

Es posible que algunas instalaciones construidas conforme a directrices anteriores no satisfagan plenamente los requisitos y recomendaciones prescritos por las normas de seguridad del OIEA. Corresponderá a cada Estado decidir la forma de aplicar tales normas a esas instalaciones.

Se señala a la atención de los Estados el hecho de que las normas de seguridad del OIEA, si bien no jurídicamente vinculantes, se establecen con miras a conseguir que las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y los materiales radiactivos se realicen de manera que los Estados puedan cumplir sus obligaciones derivadas de los principios generalmente aceptados del derecho internacional y de reglas como las relativas a la protección del medio ambiente. Con arreglo a uno de esos principios generales, el territorio de un Estado ha de utilizarse de forma que no se causen daños en otro Estado. Los Estados tienen así una obligación de diligencia y un criterio de precaución.

Las actividades nucleares civiles desarrolladas bajo la jurisdicción de los Estados están sujetas, como cualesquier otras actividades, a las obligaciones que los Estados suscriben en virtud de convenciones internacionales, además de a los principios del derecho internacional generalmente aceptados. Se cuenta con que los Estados adopten en sus ordenamientos jurídicos nacionales la legislación (incluidas las reglamentaciones) así como otras normas y medidas que sean necesarias para cumplir efectivamente todas sus obligaciones internacionales.

NOTA EDITORIAL

Todo apéndice de las normas se considera parte integrante de ellas y tiene la misma autoridad que el texto principal. Los anexos, notas de pie de página y bibliografía sirven para proporcionar información suplementaria o ejemplos prácticos que pudieran ser de utilidad al lector:

En las normas de seguridad se usa la expresión “deberá(n)” (en inglés “shall”) al formular indicaciones sobre requisitos, deberes y obligaciones. El uso de la expresión “debería(n)” (en inglés “should”) significa la recomendación de una opción conveniente.

El texto en inglés es la versión autorizada.

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	1
	Antecedentes (1.1–1.3)	1
	Objetivo (1.4)	1
	Alcance (1.5–1.6)	2
	Estructura (1.7–1.8)	2
2.	ÁMBITO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR (SRRSA) Y LOS SISTEMAS ASOCIADOS (2.1–2.3)	3
	Sistema de refrigeración del reactor (2.4–2.6)	3
	Sistemas conectados (2.7)	4
	Sistemas asociados (2.8)	5
	Sumidero final de calor (2.9)	5
3.	CONSIDERACIONES GENERALES RESPECTO AL DISEÑO (3.1)	5
	Objetivos del diseño (3.2–3.7)	6
	Sistemas de seguridad en los SRRSA (3.8)	7
	Clasificación en función de la seguridad (3.9–3.12)	8
	Base de diseño (3.13–3.20)	9
	Sucesos iniciadores postulados (3.21–3.23)	11
	Consideraciones sísmicas (3.24–3.27)	12
	Fiabilidad (3.28–3.35)	13
	Selección de materiales (3.36–3.38)	14
	Disposiciones para la protección contra sobrepresiones (3.39–3.46)	15
	Prevención de la acumulación de gases combustibles (3.47)	17
	Consideraciones sobre la disposición general (3.48–3.57)	17
	Consideraciones sobre las interfaces (3.58–3.65)	19
	Consideraciones respecto al aislamiento (3.66–3.69)	21
	Sistema de instrumentación y control (3.70–3.74)	22
	Disposiciones para la inspección, pruebas y mantenimiento en servicio (3.75–3.80)	22
	Consideraciones respecto a las centrales de varias unidades (3.81–3.82)	24
	Diseños de reactores avanzados (3.83–3.84)	24

4.	CONSIDERACIONES ESPECÍFICAS DE DISEÑO (4.1–4.2)	25
	Sistema de refrigeración del reactor (4.3–4.47)	25
	Sistemas de control químico y de volumen de refrigerante, incluido el sistema de limpieza en los BWR (4.48–4.61)	34
	Sistema de borado de emergencia (4.62–4.67)	37
	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (4.68–4.91)	38
	Sistema de eliminación del calor residual (4.92–4.104)	43
	Sistema de vapor y de agua de alimentación principal (4.105–4.114)	45
	Sistema de agua de alimentación auxiliar (4.115–4.128)	47
	Circuitos intermedios de refrigeración (4.129–4.137)	49
	Sumidero final de calor y sus sistemas de transporte de calor (4.138–4.154)	51
	APÉNDICE: EL SRR Y SISTEMAS ASOCIADOS EN LOS REACTORES DE AGUA PESADA CON TUBOS A PRESIÓN	57
	REFERENCIAS	63
	ANEXO I: COMPONENTES PRINCIPALES DEL SRR	65
	ANEXO II: DIAGRAMAS DEL SRR Y LOS SISTEMAS ASOCIADOS	68
	ANEXO III: CLASIFICACIÓN SEGÚN LA SEGURIDAD Y DISPOSITIVOS DE INTERFAZ CLASIFICADOS COMO DE SEGURIDAD EN SISTEMAS DE FLUIDOS	73
	GLOSARIO	77
	COLABORADORES PARA LA REALIZACIÓN DEL BORRADOR Y DE LA REVISIÓN	79
	ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD	81

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. Esta Guía de Seguridad se ha preparado en el marco del programa del OIEA destinado a establecer normas de seguridad para las centrales nucleares. Los requisitos básicos de diseño de los sistemas de seguridad tecnológica de las centrales nucleares se han establecido en la publicación de Requisitos de seguridad, Colección de Normas de Seguridad N° NS-R-1 titulada “Seguridad de las centrales nucleares: Diseño” [1]. La presente guía explica cómo deberían cumplirse los requisitos de diseño del sistema de refrigeración del reactor y los sistemas asociados en las centrales nucleares.

1.2. Esta publicación es una revisión y combinación de dos guías anteriores, Colección Seguridad N° 50-SG-D6, titulada “Sumidero final de calor y sistemas directamente relacionados de transferencia de calor para centrales nucleares” (1982), y Colección Seguridad N° 50-SG-D13, titulada “Sistemas de refrigeración de los reactores y sistemas asociados en las centrales nucleares” (1987), que quedan ambas sustituidas por esta nueva guía.

1.3. En esta revisión se tienen en cuenta los avances habidos en el diseño del sistema de refrigeración del reactor (SRR) de las centrales nucleares y sistemas asociados, desde que se publicaron, en 1982 y 1987 respectivamente, las guías de seguridad anteriores. Otros objetivos de la revisión son asegurar su congruencia con la Ref. [1], publicada en el año 2004, y actualizar el contenido técnico. Además, se ha incluido un apéndice sobre reactores de agua pesada a presión (PHWR).

OBJETIVO

1.4. La finalidad de esta guía es ofrecer recomendaciones y directrices a los organismos reguladores, a los responsables del diseño de centrales nucleares y a sus licenciarios acerca del diseño del SRR y los sistemas asociados, denominados SRRSA en lo sucesivo. La guía complementa los requisitos establecidos en la Ref. [1].

ALCANCE

1.5. La presente guía se aplica principalmente a las centrales nucleares terrestres provistas de reactores refrigerados por agua y diseñados para la producción de energía eléctrica o, en otras aplicaciones, para la generación de calor (p. ej., calefacción urbana o desalación). Se reconoce que en el caso de otros tipos de reactor, incluidas las innovaciones en sistemas futuros, pueden no ser aplicables algunas partes de la guía o exigir cierto discernimiento en su interpretación.

1.6. La presente guía se refiere a los SRRSA, incluidos los sumideros finales de calor que se definen en la Sección 2. Trata de las consideraciones de diseño relativas a los SRRSA que son comunes a varios tipos de reactor, con las limitaciones mencionadas en el párr. 1.5. En el apéndice se facilitan orientaciones adicionales sobre los reactores del tipo PHWR. Se excluye del ámbito de la guía el diseño detallado de componentes concretos, por ejemplo bombas o cambiadores de calor.

ESTRUCTURA

1.7. La Sección 2 describe los elementos que forman los SRRSA. La Sección 3 expone los conceptos y recomendaciones generales para el diseño en condiciones de seguridad comunes a los SRRSA. En la Sección 4 se examinan las consideraciones específicas relativas al diseño en condiciones de seguridad de cada uno de los sistemas comprendidos en la Sección 2.

1.8. Esta guía se refiere especialmente a la generación actual de reactores (en el apéndice y los anexos I a III figuran recomendaciones adicionales, orientaciones y ejemplos prácticos de la generación actual de reactores). En la Sección 3, bajo el epígrafe Diseños de reactores avanzados, se considera la aplicabilidad de las orientaciones expuestas aquí en el caso de un diseño estandarizado que difiera significativamente del de los actuales reactores refrigerados por agua.

2. ÁMBITO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR (SRRSA) Y LOS SISTEMAS ASOCIADOS

2.1. Los SRRSA comprenden el SRR, los sistemas conectados, los sistemas asociados y el sumidero final de calor. Las configuraciones de los SRRSA en el caso de un PWR y un BWR se muestran en las figuras II-2 y II-3 del anexo II, respectivamente.

2.2. Las interfaces entre los SRRSA y las estructuras se examinan en la Sección 3.

2.3. En el anexo I se enumeran los SRR y sus componentes y en el anexo II se dan ejemplos de configuraciones típicas de los SRRSA.

SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

2.4. En todos los tipos de reactor, el SRR comprende los componentes necesarios para asegurar el caudal adecuado de refrigeración, pero excluye los elementos combustibles y los elementos de control de la reactividad, que se tratan en la Ref. [2].

2.5. En todos los tipos de reactor refrigerado por agua, la barrera de presión del SRR llega hasta la primera barrera pasiva, incluyéndola, o hasta el primer elemento de aislamiento activo (visto desde el núcleo)¹. En los reactores de ciclo indirecto, como los de agua a presión (PWR), la barrera de presión del SRR incluye el lado primario de los generadores de vapor (véase el anexo II). En los reactores de ciclo directo, como los de agua en ebullición (BWR), la barrera de presión del SRR incluye también el sistema de recirculación del refrigerante primario y las tuberías de vapor y de agua de alimentación hasta la última válvula de aislamiento, incluyendo dicha válvula.

2.6. Las características adicionales de los PHWR del tipo de tubos a presión se examinan en el apéndice.

¹ En algunos Estados, se acostumbra incorporar barreras o dispositivos adicionales, que se consideran también parte del SRR.

SISTEMAS CONECTADOS

2.7. Son ‘Sistemas conectados’ los que están en conexión directa con el SRR o, en algunos diseños de PWR, con el lado secundario de los generadores de vapor. Los sistemas conectados cumplen su cometido en conjunción con otros sistemas y componentes para garantizar la integridad del SRR en funcionamiento normal, o después de un transitorio previsto, o en condiciones de accidente base de diseño. Los sistemas que llevan a cabo estas funciones de seguridad son:

- Los sistemas de fluidos de control de reactividad;
- Los sistemas de control químico y de volumen del refrigerante del reactor, incluidos los sistemas de purificación de dicho refrigerante;
- El sistema de borado de emergencia, si existe;
- Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo²;
- Los sistemas de eliminación de calor residual;
- Los sistemas principales de vapor y agua de alimentación en los PWR y PHWR;
- El sistema auxiliar de agua de alimentación y los sistemas de agua de alimentación de emergencia o su equivalente (si se prevé en el diseño) en los PWR y PHWR;
- Los sistemas de alivio de sobrepresiones, inclusive las válvulas de seguridad y/o de alivio, sus conductos de descarga y cualquier equipo asociado³;
- El sistema colector de agua pesada en los PHWR (véase el apéndice).

Hay otros sistemas que tienen interfaz con los anteriores (p. ej. los de toma de muestras y los de refrigeración de combustible gastado) que no se consideran en esta guía; sin embargo, debería tenerse en cuenta su interacción con el SRR al diseñar los SRRSA.

² En la fase de recirculación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, se puede utilizar parte del sistema de rociado de la contención para recircular agua del sumidero antes de inyectarla en el núcleo para eliminar calor residual durante largo tiempo. Este sistema se describe en la Ref. [3].

³ Por ejemplo, el tanque de alivio del presionador en un PWR y la piscina de almacenamiento de condensado en un BWR.

SISTEMAS ASOCIADOS

2.8. Son ‘Sistemas asociados’ los que resultan esenciales para el SRR y los sistemas conectados, principalmente los de transferencia de calor hasta el sumidero final de calor, tales como:

- El sistema de agua de refrigeración de componentes;
- Los circuitos de refrigeración intermedios;
- El sistema de agua de servicios esenciales;
- El sistema del moderador y su sistema de refrigeración en los PHWR (véase el apéndice).

SUMIDERO FINAL DE CALOR

2.9. El sumidero final de calor es normalmente una masa de agua superficial, aguas subterráneas o la atmósfera, a cuyo medio se transfiere parte o todo el calor residual durante el funcionamiento normal, incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente. Cuando el medio seleccionado como sumidero final de calor sea el agua, deberían considerarse los siguientes aspectos:

- El volumen de suministro disponible;
- El tipo de suministro de agua de refrigeración (p. ej. mar, lago, embalse natural o artificial, río);
- Las fuentes de aportación al sumidero final de calor;
- La capacidad del sumidero de calor para suministrar el caudal necesario de agua de refrigeración a la temperatura apropiada para estados operacionales, condiciones de accidente o condiciones de parada del reactor.

3. CONSIDERACIONES GENERALES RESPECTO AL DISEÑO

3.1. En esta sección se presentan los conceptos generales y recomendaciones para un diseño de seguridad que son comunes a los SRRSA. Las consideraciones específicas de seguridad relativas al diseño de cada sistema citado en la Sección 2 figuran en la Sección 4.

OBJETIVOS DEL DISEÑO

3.2. El objetivo principal de los SRRSA es garantizar que se disponga de un caudal adecuado, en cantidad y calidad, para eliminar el calor del núcleo en todos los estados operacionales, y en condiciones de accidente base de diseño, o después de tal accidente. Los SRRSA pueden emplearse también para mitigar las consecuencias de los accidentes base de diseño y de los que sobrepasen la base de diseño.

3.3. Otros objetivos de los SRRSA son el control de la reactividad, el control químico del refrigerante del reactor y la eliminación de calor de otros sistemas de seguridad.

3.4. Todos estos objetivos deberían alcanzarse mediante las disposiciones apropiadas de diseño. Tales disposiciones pueden variar según el tipo de reactor, las condiciones de funcionamiento y la ubicación de la central (p. ej. en relación con las condiciones ambientales).

3.5. Para alcanzar los objetivos mencionados, el diseño de los SRRSA debería perseguir los siguientes fines:

- Aportar y mantener un volumen suficiente de refrigerante del reactor para enfriar el núcleo en todos los estados operacionales, y en condiciones de accidente base de diseño, así como transferir el calor generado al sumidero final de calor;
- Mantener un caudal suficiente de refrigerante que asegure la conformidad con los límites de diseño del combustible, según se explica en la Ref. [2];
- Impedir una pérdida incontrolada de volumen de refrigerante en la barrera de presión del mismo⁴;
- Mantener suficiente valor de reactividad y evitar una inserción incontrolada de reactividad de forma que se asegure la conformidad con los límites de diseño del combustible, según se expone en la Ref. [2].

⁴ Un ejemplo de pérdida incontrolada de volumen de refrigerante en su barrera de presión sería un suceso de rotura de una tubería del SRR, o una fuga de la vasija. En cambio, la apertura de las válvulas de alivio sería una pérdida controlada de volumen de refrigerante en la barrera de presión del mismo.

3.6. Los objetivos de seguridad tecnológica de los SRRSA, definidos en los párrs. 3.2 y 3.3, no deberían quedar comprometidos por el fallo de los componentes de esos sistemas.

3.7. Las recomendaciones de diseño de los SRRSA deberían ser tales que ningún suceso iniciador postulado, externo o interno, pueda dar lugar a condiciones de la central más graves, que afectaran a la integridad de las vainas del combustible o a la barrera de presión de los SRRSA.

SISTEMAS DE SEGURIDAD EN LOS SRRSA

3.8. Algunos sistemas conectados y asociados con los SRRSA tienen el fin de mitigar las consecuencias de los accidentes base de diseño y, por tanto, son considerados sistemas de seguridad. En función de las opciones de diseño, existe cierta flexibilidad en lo que respecta a la asignación de las funciones necesarias de seguridad a los distintos sistemas; por ejemplo, el sistema de agua de alimentación auxiliar en algunos diseños de PWR mitiga las consecuencias de los accidentes base de diseño, por lo que es un sistema de seguridad, mientras que en otros diseños este sistema no es utilizado para ese fin. La asignación de funciones de seguridad a los sistemas conectados y asociados puede variar, pero todo sistema de seguridad de los SRRSA debería poseer las siguientes cualidades comunes para proporcionar un alto grado de confianza en que llevará a cabo adecuadamente las funciones de seguridad que tenga encomendadas:

- 1) *Capacidad suficiente.* El sistema debería tener suficiente capacidad para llevar a cabo las funciones previstas y proporcionar un alto grado de confianza en que no se excederán los límites de diseño del combustible y del SRR. Para determinar la capacidad requerida del sistema deberían considerarse las condiciones más adversas que quepa esperar en su funcionamiento.
- 2) *Fallo único.* El sistema debería diseñarse de forma que ningún fallo único pudiera impedir el cumplimiento de su función de seguridad prevista ni las de los otros sistemas.
- 3) *Suministro de energía eléctrica de emergencia.* Debería disponerse el suministro apropiado de energía eléctrica de emergencia (CA o CC) que requieran los componentes necesarios para la activación o funcionamiento de los sistemas.
- 4) *Protección contra sucesos externos [4, 5] y contra riesgos internos [6].* El sistema debería diseñarse e instalarse de forma que ningún suceso externo ni riesgo interno considerado en el diseño (como una rotura de tubería o una

inundación) tenga posibilidad de impedir que realice las funciones de seguridad previstas. En particular, la capacidad del sistema y sus componentes debería mantenerse en las condiciones sísmicas más graves consideradas en el diseño.

- 5) *Clasificación de seguridad, códigos y estándares y evaluación del diseño mecánico.* El sistema debería ser diseñado y clasificado respecto a la seguridad en conformidad con los códigos y normas reconocidos nacional e internacionalmente. Debería ser capaz de resistir las cargas y condiciones ambientales derivadas de todas las condiciones de funcionamiento previstas a lo largo de la vida de la central.
- 6) *Cualificación ambiental.* El sistema debería estar cualificado para resistir las condiciones ambientales más rigurosas (incluidas las sísmicas) en las que se prevea que deberá operar.
- 7) *Monitorización del estado y comportamiento del sistema.* Debería ser posible monitorizar el estado y la disponibilidad del sistema durante el funcionamiento normal. En los casos como los especificados en la Sección 4, debería ser posible la monitorización durante un accidente.
- 8) *Pruebas periódicas, inspección y mantenimiento durante el funcionamiento a potencia.* Véase lo indicado bajo Disposiciones para la inspección, pruebas y mantenimiento en servicio, párrafos 3.75 a 3.80 de esta sección.
- 9) *Activación manual.* Debería ser posible la activación manual del sistema desde la sala de control principal y, si fuere apropiado, desde la sala de control auxiliar.

CLASIFICACIÓN EN FUNCIÓN DE LA SEGURIDAD

3.9. Se ha estipulado (Ref. [1], párr. 5.1) que “Todas las estructuras, sistemas y componentes, incluidos los programas informáticos de instrumentación y control (I+C) que sean elementos de importancia para la seguridad, deberán en primer lugar determinarse y después clasificarse sobre la base de su función e importancia para la seguridad, y se diseñarán, construirán y mantendrán de modo que su calidad y fiabilidad estén en consonancia con su clasificación”.

3.10. Se ha estipulado también (Ref. [1], párr. 5.2) que “El método para determinar la importancia para la seguridad de una estructura, un sistema o un componente, se basará principalmente en métodos deterministas, complementados, cuando proceda, por métodos probabilistas y criterios de ingeniería, teniendo en cuenta factores tales como:

- 1) la función o funciones para la seguridad que debe desempeñar el elemento de que se trate;
- 2) las consecuencias del incumplimiento de su función;
- 3) la probabilidad de que dicho elemento deba llevar a cabo una función de seguridad;
- 4) el tiempo después de un SIP o el período durante el cual deberá funcionar.”

3.11. Deberían ser clasificadas las funciones y la importancia para la seguridad de, al menos, aquellas estructuras, sistemas y componentes (ESC) de los SRRSA que realizan las siguientes funciones:

- Actuar como elementos de la barrera de presión del SRR cuyo fallo podría causar un accidente de pérdida de refrigerante que sobrepasara la capacidad de aportación normal al refrigerante del reactor;
- Actuar como barreras contra los productos de fisión;
- Actuar para la eliminación de calor del núcleo;
- Asegurar la refrigeración de emergencia del núcleo (inyectándole refrigerante directamente);
- Insertar reactividad negativa para hacer el reactor subcrítico o mantenerlo en condiciones de subcriticidad.

3.12. En la Ref. [7] se formulan recomendaciones sobre los criterios de clasificación. En el anexo III figura un ejemplo de criterios de clasificación en función de la seguridad.

BASE DE DISEÑO

3.13. Debería llevarse a cabo un análisis de los SIP (véase lo expuesto en Sucesos iniciadores postulados, párrafos 3.21 a 3.23 de esta sección) para establecer la base de diseño (criterios de aceptación) de los SRRSA.

3.14. Las estructuras, sistemas y componentes (ESC) de los SRRSA deberían ser diseñadas, fabricadas, instaladas, construidas, probadas e inspeccionadas de conformidad con códigos y normas apropiados y bien establecidos, acordes con la importancia de la función de seguridad que hayan de realizar.

3.15. El diseño de las ESC de los SRRSA tales como vasijas de presión, tuberías, bombas y válvulas, debería cumplir los códigos nacionales y normas o prácticas de ingeniería adecuados (véase la Ref. [1], párr. 3.6) o los códigos y normas o prácticas de uso internacional.

3.16. Al diseñar las ESC de los SRRSA que sean importantes para la seguridad deberían tenerse en cuenta todos los riesgos externos que puedan ocurrir en todas las situaciones operacionales y en condiciones de accidente base de diseño, tales como el peligro de terremotos (para mayor información véanse los párrs. 3.24 a 3.27 de esta sección, Consideraciones sísmicas), tornados, proyectiles, inundaciones y huracanes.

3.17. La base de diseño (el conjunto de condiciones y requisitos de diseño) de los SRRSA y sus componentes debería especificar lo siguiente:

- La medida en que se supone que los sistemas de instrumentación y control de la central funcionarán en condiciones normales;
- El valor atribuido al funcionamiento de los sistemas de la central que estén actuando normalmente;
- La medida en que se necesiten acciones del operador y el valor atribuido a las mismas;
- La medida en que se requiere que funcionen los sistemas de protección del reactor y de la central;
- La medida en que se requiere que funcionen los sistemas de seguridad;
- Los márgenes apropiados en caso de mal funcionamiento.

3.18. El método determinista es el de uso más extendido para el diseño de los SRRSA; con arreglo este método las ESC se diseñan de modo que cumplan directrices orientativas. Este enfoque se complementa generalmente con una evaluación probabilista del riesgo, cuyo objetivo es comprobar que la central diseñada no ofrece ninguna vulnerabilidad inaceptable.

3.19. Debería prestarse la adecuada atención a la redundancia y diversidad de los sistemas y componentes al objeto de conseguir un diseño equilibrado. Esta consideración debería fundarse, para los sistemas de seguridad, en un enfoque

determinista, como la aplicación del criterio de fallo único, complementado por un método basado en la información sobre el riesgo.⁵

3.20. En el diseño deberían tenerse en cuenta los períodos de interrupción del funcionamiento de los equipos (véase la Ref. [1], párr. 5.42).

SUCESOS INICIADORES POSTULADOS

3.21. Debería establecerse una lista de los sucesos iniciadores postulados (SIP) para su uso en el análisis de seguridad tecnológica de los SRRSA. Deberían tenerse en cuenta la probabilidad de los sucesos y sus consecuencias potenciales. Para las centrales que se propongan hacer mantenimiento preventivo funcionando a potencia, se debería evaluar la necesidad de considerar un SIP que coincida con las tareas de mantenimiento de un conjunto de equipo de un sistema de seguridad.

3.22. También deberían considerarse, al establecer la lista de los SIP, las combinaciones de sucesos importantes para el diseño de los SRRSA, de conformidad con la Ref. [1].

⁵ La consideración informada del riesgo es un método de aplicación del análisis probabilista de riesgos para la toma de decisiones sobre cambios concretos en la central con respecto a las bases de concesión de su licencia. Cuando el diseño de los SRRSA se haga con arreglo a principios de regulación basados en la información sobre el riesgo, deberían reevaluarse otros aspectos del diseño relacionados con la defensa en profundidad, márgenes de seguridad, frecuencia de daño al núcleo, límites prescritos para las emisiones radiactivas y monitorización del comportamiento. De esta forma es posible adoptar un enfoque basado en la información sobre el riesgo para cerciorarse de la conformidad del diseño con respecto a los requisitos de seguridad. Si el estudio de riesgos indica la necesidad de requisitos adicionales, éstos deberían establecerse de forma que aseguren la idoneidad del diseño y su coherencia con las metas de riesgo.

3.23. Como ejemplos de SIP que pueden influir de forma significativa en el diseño de los SRRSA cabe citar:

- La rotura de tuberías del primario y secundario;
- El disparo de la turbina, la pérdida de vacío del condensador, el cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principales (en los BWR) y el fallo del regulador de la presión del vapor;
- La pérdida de caudal de refrigerante del reactor (p. ej. a causa de fallo de bombas);
- Apertura fortuita de la válvula de alivio;
- Caída de barra (en los BWR), eyección de barra (en los PWR) o accidentes de dilución de boro (en los PWR);
- Pérdida de alimentación eléctrica exterior;
- Fallo de un tubo del cambiador de calor en los PWR (p. ej. rotura de un tubo del generador de vapor);
- proyectiles internos;
- Inundación interna;
- Incendios;
- Terremotos;
- proyectiles externos;
- Inundaciones y otros fenómenos naturales;
- Resultados o consecuencias de actividades humanas (excluidos los sabotajes).

CONSIDERACIONES SÍSMICAS

3.24. Las estructuras, sistemas y componentes (ESC) de los SRRSA deberían clasificarse y asignarse a las categorías sísmicas apropiadas, en conformidad con las recomendaciones y orientación dadas en la Ref. [4]. Independientemente de la clase de seguridad a que hayan sido asignadas, las ESC de los SRRSA deberían considerarse de categoría sísmica I, si son necesarias para realizar alguna de las funciones siguientes:

- Mantener la integridad de la barrera de presión del SRR,
- Conseguir y mantener la eliminación de calor residual,
- Conseguir y mantener la parada del reactor,
- Mitigar las consecuencias de un suceso sísmico.

3.25. Las ESC de los SRRSA deberían diseñarse sobre la base de los movimientos sísmicos del terreno correspondientes al lugar y la categoría sísmica

asignada, según lo establecido con arreglo a los procedimientos especificados en la Ref. [8]. Se deberían prever las sujeciones, soportes y amortiguadores adecuados, de forma que se cumplan las limitaciones sobre tensión y desplazamiento, así como los criterios de evitación de pérdida de función.

3.26. Se deberían tener en cuenta en el diseño, en conformidad con el análisis de seguridad, el efecto dinámico de las inestabilidades de flujo y las cargas dinámicas provocadas por los terremotos (p. ej. golpes de ariete). Se deberían tener en cuenta ciertas combinaciones de terremoto y otros SIP que posiblemente ocurran con independencia del terremoto, aplicando los métodos enunciados en la Ref. [1], párrs. I.14 a I.18; y deberían preverse las medidas oportunas para tales combinaciones.

3.27. El diseño debería hacerse de forma que un fallo de las ESC de los SRRSA u otros sistemas no diseñados conforme a la categoría sísmica I, no causaría normalmente el fallo de los sistemas que se hayan diseñado con arreglo a la categoría sísmica I.

FIABILIDAD

3.28. Los sistemas de los que dependa el cumplimiento de una función de seguridad deberían ofrecer una fiabilidad acorde con la función de seguridad que realicen. Al evaluar la fiabilidad de un sistema, se debería considerar adecuadamente la redundancia y diversidad.

3.29. La redundancia por sí sola puede ser insuficiente para conseguir la fiabilidad adecuada, a causa de los fallos de causa común; esta insuficiencia se podría compensar con la diversidad. Al evaluar las ventajas potenciales de la diversidad se deberían considerar los siguientes puntos:

- Las consecuencias de condiciones operacionales diferentes;
- Los efectos de los diferentes procesos de fabricación sobre la fiabilidad de los componentes;
- Las consecuencias para la fiabilidad de que haya componentes en distintos procesos de trabajo basados en diferentes métodos físicos;
- Las ventajas o inconvenientes posibles resultantes del aumento de la complejidad del mantenimiento y/o el aumento de la carga impuesta a los operadores en caso de accidente.

3.30. Dado que los sistemas redundantes y diversos también son potencialmente vulnerables a sucesos (p. ej. incendios, inundaciones) que provocan fallos de causa común, deberían emplearse, cuando sea posible, barreras físicas o separaciones físicas apropiadas o una combinación de ambas.

3.31. Se pueden utilizar métodos de análisis probabilista para demostrar que la fiabilidad de los sistemas es adecuada.

3.32. Cuando se empleen métodos deterministas, tal vez no sea necesario especificar valores numéricos que deban ser alcanzados en aras de la fiabilidad de los sistemas y componentes. No obstante, la fiabilidad de los sistemas y componentes debería estar acorde con su importancia para la seguridad.

3.33. Todo código de computación empleado en el análisis de seguridad debería ser verificado y validado. Los métodos de cálculo aplicados en los códigos deberían ser adecuados para esta finalidad.

3.34. Los errores del operador pueden influir grandemente sobre la fiabilidad de los sistemas y componentes necesarios para desempeñar las funciones de seguridad y, por tanto, debería prestarse la adecuada atención en el diseño de los SRRSA a minimizar la posibilidad de errores humanos.

3.35. Si se atribuye valor de seguridad a la actuación del operador en la fase inicial de un transitorio, deberían evaluarse las consecuencias de una demora y/o error por parte del operador con respecto a los límites aceptables predeterminados.

SELECCIÓN DE MATERIALES

3.36. Los materiales empleados para la barrera de presión de los SRRSA deberían ser compatibles con el refrigerante que contengan, con los materiales de unión (p. ej. materiales de soldadura) y con los componentes contiguos o materiales tales como superficies de deslizamiento, husillos y prensaestopas (empaquetaduras), recubrimientos o productos radiolíticos. Los materiales especificados para los SRRSA deberían cumplir las disposiciones aplicables del código empleado, en particular, al menos, las siguientes propiedades y características:

- Resistencia a las cargas térmicas;
- Propiedades de resistencia, fluencia y fatiga;

- Propiedades relacionadas con la corrosión y erosión;
- Resistencia al agrietamiento por corrosión bajo tensión;
- Resistencia a los efectos de la radiación;
- Resistencia a la fragilidad por revenido;
- Características de ductilidad (incluida la tasa de crecimiento de grietas);
- Características de resistencia a la fractura (fractura frágil);
- Facilidad de fabricación (incluida la soldabilidad);
- Resistencia a las reacciones metal-agua.

3.37. Los materiales deberían seleccionarse de modo que se adecuen a las condiciones de servicio previstas en todos los estados operacionales y en situaciones de accidente.

3.38. Si los materiales seleccionados no cumplen las especificaciones, deberían cualificarse mediante análisis, pruebas, la información y análisis basados en la experiencia operacional, o una combinación de tales elementos.

DISPOSICIONES PARA LA PROTECCIÓN CONTRA SOBREPRESIONES

3.39. Todos los componentes de los SRRSA que mantengan la presión deberían protegerse contra sobrepresiones, con arreglo a los códigos y normas aplicables.

3.40. Todos los componentes de los SRRSA que mantengan la presión deberían diseñarse con un margen de seguridad apropiado para que la barrera de presión no sufra roturas, ni se excedan los límites de diseño del combustible en estados operacionales o en condiciones de accidente base de diseño.

3.41. El diseño del SRR debería incorporar dispositivos adecuados para la protección contra sobrepresiones; es decir, debería prever la capacidad de funcionar con los líquidos y vapores presentes en dicho sistema. El diseño debería incorporar válvulas de alivio y/o seguridad.

3.42. El concepto de defensa en profundidad debería aplicarse a la protección contra la sobrepresión. El principio de diversidad debería aplicarse al diseño de la protección contra la sobrepresión del SRR, a fin de reducir la probabilidad de fallos de causa común. El diseño de los dispositivos de protección contra sobrepresión debería reflejar la importancia de éstos para la seguridad y ser coherente con el comportamiento previsto de los mismos en caso de producirse los sucesos iniciadores postulados (SIP) más limitativos.

3.43. La protección de la barrera de presión del refrigerante del reactor contra sobrepresión puede alcanzarse mediante los siguientes dispositivos o acciones:

- Monitorización de la presión del sistema [9];
- Medios de control de la presión para mantenerla en el marco de los límites operacionales (p. ej. mediante los sistemas de control de volumen de refrigerante);
- Dispositivos de alivio de la sobrepresión, como válvulas de seguridad o de alivio;
- El sistema de protección del reactor [9].

3.44. Ejemplos de medios para reducir y/o controlar la presión del SRR son, entre otros:

- El rociado del presionador (en los PWR);
- La apertura de las válvulas de alivio del presionador en los PWR y de las válvulas de purga del presionador en los PHWR;
- La apertura de las válvulas de seguridad;
- La apertura de las válvulas de derivación de la turbina;
- La apertura de las válvulas de alivio de la tubería de vapor principal;
- El disparo del reactor provocado por el sistema de protección del reactor;
- La prevención contra inyección excesiva de refrigerante (p. ej. cuando, en un PHWR, el SRR funciona con el presionador aislado durante un transitorio de calentamiento);
- La extracción de refrigerante a través de los SRRSA o, en los PWR, mediante las funciones de descarga de los sistemas de control químico y de volumen, durante la puesta en marcha o la parada del reactor.

3.45. Se debería tener en cuenta el criterio de fallo único en el diseño y la ubicación de las válvulas de seguridad y/o de alivio del SRR, del presionador (en los PWR) y de otros recipientes interconectados (en su caso), de forma que la barrera de presión del SRR pueda mantenerse dentro de los límites de diseño en todos los estados operacionales y condiciones de accidente base de diseño.

3.46. La capacidad de descarga de las válvulas de seguridad y/o de alivio del SRR debería ser suficiente para limitar los aumentos de presión y mantenerla dentro de los límites de diseño prescritos durante todos los transitorios operacionales y condiciones de accidente considerados en el diseño, con arreglo a los códigos y normas aplicables a la vasija de presión. El número de válvulas debería ser suficiente para conseguir el grado de redundancia necesario.

PREVENCIÓN DE LA ACUMULACIÓN DE GASES COMBUSTIBLES

3.47. El hidrógeno y el oxígeno generados por la descomposición del H₂O (o D₂O) en el núcleo pueden disolverse en el agua y vapor, y ser transportados a cualquier parte del SRR y sistemas conectados. Los gases disueltos dentro de tuberías de vapor pueden acumularse fácilmente cuando el vapor se enfría en un tramo cerrado y se condensa en forma de agua. Una acumulación local de gas hidrógeno en el SRR puede dar lugar a una eventual explosión que ocasionaría daños importantes. El diseño debería ser tal que quedara excluida la posibilidad de acumulación de gases combustibles.

CONSIDERACIONES SOBRE LA DISPOSICIÓN GENERAL

3.48. En el diseño de la disposición general de los SRRSA se debería tener en cuenta:

- La protección radiológica del personal del emplazamiento;
- La protección contra las consecuencias de la rotura de tuberías;
- La protección contra los proyectiles internos;
- Los medios para el venteo y drenaje del refrigerante del reactor;
- Los medios para facilitar las pruebas e inspecciones.

3.49. La disposición general de los sistemas de seguridad debería ser tal que se mantenga la capacidad mínima requerida en caso de fallo de un conjunto de equipo protector, o en caso de tener que hacer frente a cualquier riesgo interno o externo (p. ej. terremoto, incendio e inundación).

3.50. Se deberían considerar las necesidades de drenaje de salas y suelos y las disposiciones al respecto deberían ser proporcionadas al nivel máximo de inundación externa considerada para el emplazamiento.

3.51. La disposición general del SRR debería ser tal que, en caso de pérdida total de alimentación eléctrica a las bombas en estados operacionales, así como en condiciones específicas de accidente base de diseño, quede asegurada la eliminación de calor residual por circulación natural del refrigerante del reactor.

Protección contra la exposición a la radiación

3.52. La disposición general de los SRRSA debería diseñarse de modo que permita la inspección, mantenimiento, reparación y sustitución de las ESC,

teniendo en cuenta la necesidad de protección radiológica del personal del emplazamiento.

3.53. Para los fines de protección radiológica:

- Los sistemas y componentes por los que pudiera circular agua contaminada deberían estar provistos del blindaje radiológico adecuado.
- Las partes de un sistema conectado al SRR, situadas entre el SRR y su primera válvula de aislamiento, incluida la válvula misma, que corrientemente están cerradas durante el funcionamiento normal, deberían diseñarse conforme a las mismas normas de seguridad que el SRR.
- Los sistemas de fluidos que penetren en el recinto de contención y se prolonguen por fuera del recinto deberían ser robustos y contar con los dispositivos adecuados de aislamiento del fluido capaces de preservar la función de seguridad y buen comportamiento del recinto de contención. La parte que penetre en la contención, hasta la barrera del fluido, incluida dicha barrera, debería ser considerada una prolongación del recinto de contención y diseñarse según el nivel apropiado de calidad y comportamiento, en conformidad con los códigos y normas aplicables. Estos sistemas, si carecen de medios de detección rápida y fiable de fugas, así como de inmediato aislamiento, deberían considerarse prolongaciones del recinto de contención y diseñarse conforme a ello.
- Los sistemas de fluido que tengan interfaz con componentes y sistemas por los que circule agua contaminada deberían diseñarse para evitar o minimizar fugas, de forma que no sean posibles escapes de productos radiactivos o, en caso contrario, se pueda detectar inmediatamente cualquier escape medible.
- Se debería minimizar la longitud de las tuberías que transporten material radiactivo en zonas donde pueda haber exposición de personas.
- Los intersticios y otras características locales donde puedan acumularse lodos y restos o fragmentos sólidos radiactivos, deberían ser minimizados en el diseño detallado de la central.

3.54. En la Ref. [10] se examinan con más detalle las medidas de diseño con fines de protección radiológica.

Protección contra las consecuencias de fallos de tuberías

3.55. Se debería prestar atención a la disposición del sistema de tuberías y al diseño de los soportes con el fin de proteger las ESC contra las consecuencias de un fallo de tuberías.

3.56. En las especificaciones de diseño de los SRRSA se deberían estipular las tuberías de alta energía para las que se postulan roturas bruscas y los sistemas que han de ser protegidos contra los efectos dinámicos de tales roturas. Para más información, véase la Ref. [6].

Venteo y drenaje

3.57. Se deberían prever medios para recoger el refrigerante procedente del venteo y drenaje de los SRRSA. Puede haber fugas, con el reactor en funcionamiento, de distintos orígenes, por ejemplo vástagos de válvulas de doble empaquetadura, asientos de válvulas, sellos de bombas y espacios entre juntas.

CONSIDERACIONES SOBRE LAS INTERFACES

3.58. Se deberían prever los dispositivos de interfaz apropiados para interconectar sistemas o componentes pertenecientes a clases de seguridad diferentes (véase el anexo III). Estos dispositivos deberían evitar la pérdida de la función de seguridad del sistema o componente cuya clasificación de seguridad sea más alta e impedir el escape de material radiactivo. Un elemento de interfaz debería tener la misma clasificación de seguridad que el sistema o componente que la tenga más alta entre los que estén conectados con él.

3.59. La fiabilidad de la interfaz debería estar en consonancia con las funciones de seguridad de los sistemas en cuestión, y estar en conformidad con las consideraciones expuestas bajo el epígrafe Fiabilidad en esta sección (párrs. 3.28 a 3.35).

3.60. Al diseñar las estructuras de los SRRSA se debería tener en cuenta su repercusión sobre la seguridad global de la central. Los responsables del diseño de la central deberían asegurarse de que las temperaturas de las estructuras y componentes de interfaz con los SRRSA se mantienen dentro de límites aceptables, y de que se toman medidas para las inspecciones en servicio. Los componentes y estructuras anclados directamente al edificio de contención, deberían diseñarse de manera tal que sus fallos no ocasionen la pérdida de estanqueidad de la contención.

3.61. Entre las consideraciones sobre interfaces deberían figurar las relativas a caudales, diferentes condiciones de carga, tiempos de respuesta⁶ y capacidades de transferencia de calor.

3.62. Son ejemplos de cargas sobre las estructuras que soportan los SRRSA:

- El peso muerto de los componentes en funcionamiento normal y anormal;
- La dilatación térmica en condiciones estables o en transitorios;
- Las cargas sísmicas;
- Las cargas transitorias.

3.63. Entre las estructuras que tienen interfaz con los SRRSA figuran elementos como:

- Los edificios que soportan o alojan los SRRSA;
- Los soportes de equipos y tuberías;
- Los amortiguadores y sus anclajes;
- Las sujeciones de tuberías contra el efecto látigo;
- Las penetraciones en edificios;
- Las barreras, blindajes y estructuras protectoras;
- Los sumideros del edificio del reactor.

3.64. El diseño de los SRRSA debería reflejar también los condicionamientos impuestos por los sistemas y estructuras auxiliares. Los sistemas auxiliares comprenden, por ejemplo, los sistemas de ventilación, de aire comprimido, de alimentación eléctrica y de instrumentación y control.

3.65. Al diseñar un sistema debería prestarse la adecuada atención a las consecuencias de las condiciones de diseño de otros sistemas, p. ej. los SRRSA y/o los considerados en otras publicaciones del OIEA, como se indica seguidamente:

- 1) Las consecuencias de diferentes tamaños y lugares de rotura en la barrera de presión del SRR en lo que respecta a:
 - Las recomendaciones sobre el diseño del sistema de aspersión (véase la Ref. [3]),

⁶ El tiempo de respuesta es el lapso necesario para que un componente alcance un estado de efectividad determinado.

- Las recomendaciones sobre el diseño de la contención (véase la Ref. [3]),
 - La altura neta positiva de aspiración necesaria para las bombas de inyección y recirculación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- 2) Las consecuencias de la disposición general de los componentes del SRR en lo que respecta a (véase la Ref. [3]):
- Las consideraciones sobre el aislamiento de la contención al determinar la ubicación de las válvulas de aislamiento y sus tiempos de cierre,
 - El diseño del sistema de ventilación.
- 3) Las consecuencias del diseño del generador de vapor para las condiciones de diseño del sistema de agua de alimentación de emergencia.

CONSIDERACIONES RESPECTO AL AISLAMIENTO

3.66. Se debería prever un aislamiento adecuado en las interfaces del SRR y los sistemas conectados que funcionen a presiones más bajas, para evitar la sobrepresión en tales sistemas y posibles accidentes de pérdida de refrigerante. Se deberían tener en cuenta las características y la importancia del aislamiento, así como sus objetivos de fiabilidad. Los dispositivos de aislamiento deberían estar cerrados normalmente o cerrarse automáticamente cuando se requiera. El tiempo de respuesta y la velocidad de cierre deberían estar en conformidad con los criterios de aceptación definidos para los sucesos iniciadores postulados (véanse las orientaciones dadas en la Ref. [3]).

3.67. Los conductos que penetren la barrera principal de contención y los que estén conectados a la barrera de presión del refrigerante del reactor deberían estar provistos del aislamiento adecuado. Los dispositivos de aislamiento pueden estar abiertos o cerrados en el curso de estados operacionales y en condiciones de accidente, según los requisitos de diseño y las funciones de seguridad requeridas.

3.68. Cuando las tuberías de un sistema tengan que atravesar el muro de la contención, las prolongaciones de la contención deberían cumplir las recomendaciones sobre seguridad en lo que respecta a la cualificación del diseño y al aislamiento de la contención (véanse las orientaciones dadas en la Ref. [3]).

3.69. Las válvulas y dispositivos de aislamiento cualificados como de seguridad deberían ser capaces de satisfacer las condiciones ambientales más rigurosas que sean de esperar (véanse las orientaciones dadas en la Ref. [3]).

SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL

3.70. Se debería prever un sistema de instrumentación y control cualificado como de seguridad [9] para activar los sistemas de seguridad apropiados y facilitar a los operadores del reactor suficiente información que les permita comprobar el estado de los SRRSA [11]. El sistema de instrumentación y control debería ser capaz de monitorizar de forma continua las condiciones de la central, tanto en funcionamiento normal como en caso de incidentes previstos.

3.71. Los conductos de la instrumentación⁷ deberían diseñarse de forma que los parámetros observados (p. ej. magnitud, frecuencia, tiempo de respuesta, características químicas) no sufran distorsión.

3.72. En todos los SIP considerados, el sistema de instrumentación y control debería funcionar según lo supuesto en los análisis de transitorios y accidentes, en lo que respecta a actuaciones automáticas o manuales.

3.73. Deberían disponerse, con arreglo a la Ref. [9], medios para monitorizar la actividad de todos los fluidos que pudieran hacerse radiactivos.

3.74. Deberían disponerse medios para detectar cualquier fuga de refrigerante del reactor y, en la medida posible, localizar la fuga. Se deberían disponer también medios para monitorizar y recoger las fugas de todos los orígenes. Tales medios deberían complementarse adecuadamente con indicadores y alarmas en la sala de control principal.

DISPOSICIONES PARA LA INSPECCIÓN, PRUEBAS Y MANTENIMIENTO EN SERVICIO

3.75. Las estructuras, sistemas y componentes de los SRRSA se deberían diseñar de forma que se puedan realizar fácilmente las tareas de inspección y prueba, sin una exposición indebida del personal del emplazamiento a la radiación. Se deberían establecer programas apropiados de inspección en servicio para toda la vida de la central, así como para el período de puesta en servicio.

⁷ Los conductos de la instrumentación forman parte de los sensores definidos en la Ref. [9]. Por tanto, están sujetos a los requisitos generales sobre el sistema de protección del reactor y dispositivos conexos así como sobre los sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad.

3.76. Se deberían establecer los intervalos de tiempo⁸, los métodos de inspección, los lugares de inspección y los criterios de aceptación con arreglo a la importancia que tengan las ESC de los SRRSA para la seguridad, con objeto de aumentar la probabilidad de la detección a tiempo de todo deterioro de la integridad estructural de los SRRSA. Otra posibilidad es usar métodos de inspección en servicio basados en la información sobre el riesgo para determinar los intervalos de inspección, así como los lugares donde se han de realizar las inspecciones.

3.77. Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad deberían inspeccionarse a lo largo de su vida en servicio, para comprobar su capacidad de desempeñar la función prevista de seguridad, así como su integridad física, incluso cualquier alteración de las propiedades y características de los materiales empleados. Tanto la inspección como los métodos de prueba especificados no deberían exigir capacidades para su ejecución que sobrepasen las técnicas bien acreditadas u otros métodos aceptables.

3.78. Cuando sea preciso, las pruebas periódicas deberían simular las condiciones en las cuales se prevé que funcionen los sistemas y componentes. Sin embargo, las condiciones de prueba no deberían ser tales que comprometan la seguridad de la central.

3.79. En la inspección en servicio se pueden emplear equipos automáticos o de manejo a distancia, a fin de mantener la exposición a la radiación del personal de inspección tan baja como sea razonablemente factible, y dentro de los límites especificados por la legislación o por el órgano regulador.

3.80. En la Ref. [12] se formulan recomendaciones y directrices sobre la inspección y el mantenimiento con la central en funcionamiento.

⁸ En muchos Estados, el intervalo especificado para la inspección volumétrica de la barrera de presión de los reactores de agua ligera es de 8 a 10 años; sin embargo, en la práctica, se inspecciona cada año una parte del SRR de forma que la inspección de toda la barrera de presión se concluya en el plazo especificado.

CONSIDERACIONES RESPECTO A LAS CENTRALES DE VARIAS UNIDADES

3.81. Si las ESC importantes para la seguridad están compartidas entre dos o más reactores de potencia, debería demostrarse que todas las recomendaciones y consideraciones de seguridad se cumplen para cada reactor. En caso de accidente base de diseño en un reactor que comparta ESC con otros reactores, se debería demostrar que es posible el enfriamiento y eliminación del calor residual ordenados en el otro u otros reactores. La fiabilidad de las ESC compartidas debería ser proporcionada a las funciones de seguridad que cumplen, y debería prestarse la atención adecuada a la posibilidad de que un suceso provoque la necesidad de parar dos o más reactores al mismo tiempo.

3.82. El comportamiento y la cualificación de las ESC compartidas deberían ser apropiados para dar cabida a los efectos del SIP más limitativo. Este SIP puede ser un suceso que afecte a uno o más reactores.

DISEÑOS DE REACTORES AVANZADOS

3.83. Al sopesar si las recomendaciones y directrices de esta guía son aplicables a los diseños de reactores avanzados, se debería considerar la cuestión de determinar y evaluar las diferencias de características esenciales de diseño entre los reactores avanzados propuestos y la generación actual de LWR y HWR.

3.84. En el caso de los reactores cuyo diseño difiera significativamente de los que han servido de base para la experiencia actual en cuanto a la concesión de licencia y funcionamiento, se deberían probar suficientemente los nuevos sistemas y componentes a fin de cerciorarse de que se entiende y es predecible su comportamiento termohidráulico. Se deberían realizar análisis de datos y evaluaciones de códigos; y el código establecido debería usarse para predecir el comportamiento del diseño de reactor avanzado con respecto al análisis de transitorios y análisis de accidentes requeridos para la concesión de la licencia. Podría utilizarse esta guía para evaluar si la fiabilidad de las ESC es proporcionada a sus funciones de seguridad asignadas, siempre que realicen funciones similares a las de la generación actual de LWR.

4. CONSIDERACIONES ESPECÍFICAS DE DISEÑO

4.1. La Sección 4 trata de las consideraciones específicas de diseño aplicables a los SRRSA para que cumplan las funciones de seguridad asignadas. Las funciones de seguridad pueden ser cumplidas de diferentes maneras en los distintos diseños de reactores refrigerados y moderados por agua. En el anexo II figuran diagramas de flujo simplificados, que muestran los principales componentes y dispositivos funcionales de varios diseños típicos de SRRSA.

4.2. Las consideraciones específicas expuestas a continuación se refieren a los PWR y los BWR. En el apéndice figuran consideraciones específicas acerca de los PHWR.

SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

4.3. El SRR constituye una barrera de presión para el refrigerante del reactor y es por tanto una barrera contra las emisiones radiactivas en todos los modos de funcionamiento. El SRR transporta el refrigerante y por tanto el calor desde el núcleo del reactor bien a los sistemas de generación de vapor, o bien directamente al turboalternador. El SRR también forma parte de la vía de transporte de calor desde el núcleo del reactor hasta el sumidero final, en fase de parada y en todos los transitorios estudiados en su diseño.

Consideraciones generales

4.4. En el diseño del SRR debería prestarse atención a garantizar la integridad de su barrera de presión y procurar un alto grado de fiabilidad operacional. Además, se debería considerar el principio de “fuga antes de la rotura”, o técnicas de exclusión de roturas, con objeto de mitigar las consecuencias de fallos localizados.

4.5. Deberían evitarse riesgos indebidos que amenacen la integridad del SRR. Como mínimo, se deberían disponer medios para lo siguiente:

- Detectar cualquier degradación de la capacidad de refrigeración del núcleo o cualquier deterioro en los componentes importantes para la seguridad (p. ej. midiendo los parámetros operacionales relativos al transporte de calor, monitorizando fugas del refrigerante del reactor y detectando objetos sueltos en el sistema);

- Asegurarse de que los fallos en el SRR fuera de la vasija del reactor no den lugar a consecuencias radiológicas significativas para la población.

4.6. A fin de evitar la alteración de la circulación natural del refrigerante del reactor, se debería disponer de válvulas de control remoto en los puntos elevados del SRR para ventear gases no condensables al edificio de contención en caso de accidente. Tales válvulas deberían diseñarse de forma que:

- Se ajusten a todas las recomendaciones de seguridad, y soporten los efectos de las condiciones ambientales que se prevea existirán en caso de que tengan que funcionar;
- Sean operables desde la sala de control;
- Haya redundancia suficiente entre las válvulas para satisfacer los requisitos sobre la fiabilidad del venteo, si los hubiere;
- Sea mínimo el riesgo de apertura falsa.

La capacidad de venteo debería estar en consonancia con la capacidad del sistema de aportación de refrigerante.

Vasija de presión del reactor

4.7. Dado que un gran fallo de la vasija de presión daría lugar a un daño grave del núcleo, debería prestarse atención especial a garantizar que la probabilidad de tal fallo sea extremadamente baja. El diseño de la vasija conforme a los códigos y normas de seguridad establecidos es uno de los métodos para lograr que tales fallos sean sumamente improbables.

4.8. Entre las consideraciones de diseño relativas a la vasija de presión deberían figurar las siguientes:

- 1) El número de soldaduras en la vasija de presión debería ser mínimo; en particular, debería evaluarse la necesidad de soldaduras en la región activa del núcleo.
- 2) Deberían establecerse límites de presión y temperatura para la vasija del reactor, y la pared de la vasija debería diseñarse para resistir todas las cargas cíclicas que se prevean a lo largo de la vida de la central. La documentación de diseño debería incluir especificaciones claras sobre las cargas que hayan de tenerse en cuenta para determinar el factor de uso acumulado.
- 3) La elección del material, el diseño estructural, el proceso de soldadura y el tratamiento térmico deberían ser tales que aseguren una ductilidad suficiente del material de la vasija a lo largo de la vida de la central. La

ductilidad de la pared de la vasija de presión situada enfrente del núcleo debería asegurarse limitando la fluencia neutrónica máxima, y mediante el uso de material base y material de soldadura de composición química tal que la fragilización por radiación se mantenga por debajo de un nivel aceptable.

- 4) El diseño de la vasija de presión debería ser tal que resista choques térmicos a presión⁹ sin que ocurra un fallo de integridad.
- 5) Las soldaduras deberían permitir un examen volumétrico de todo el espesor de la pared. En tales exámenes podrían emplearse, por ejemplo, métodos de ultrasonidos, corrientes parásitas, o flujo magnético.
- 6) Las soldaduras no inspeccionables deberían quedar restringidas a las zonas donde un fallo no ocasionaría un accidente que pudiera tener consecuencias radiológicas significativas para la población.
- 7) Para definir los criterios de inspección deberían considerarse los puntos siguientes:
 - La indicación mínima detectable en los exámenes no destructivos,
 - El crecimiento de grieta esperado en condiciones operacionales y en condiciones de accidente base de diseño,
 - El defecto máximo aceptable en condiciones operacionales.

4.9. Si se fueran a emplear materiales avanzados en la vasija del reactor o en los SRRSA, se deberían someter probetas de estos materiales a un alto flujo de neutrones rápidos y exponerlas a las condiciones de la vasija de presión. Deberían después examinarse periódicamente a lo largo de la vida de la central, para observar los cambios en las propiedades físicas (en la ductilidad y la tenacidad especialmente) y permitir predicciones sobre el comportamiento del material.

⁹ En los transitorios de sobreenfriamiento de algunos tipos de PWR, el enfriamiento rápido podría ir acompañado por la represurización del sistema primario. Las tensiones debidas a esta presurización se añadirían a los efectos de las tensiones térmicas. Si la tenacidad del acero de la vasija de presión del reactor se conserva relativamente elevada, no sería de temer que tales transitorios causaran el fallo de la misma. Sin embargo, si ocurre un suceso de sobreenfriamiento después de que la tenacidad del acero haya disminuido debido a la radiación neutrónica, un suceso grave de choque térmico a presión podría dar lugar a que un defecto ya existente, próximo a la cara interna de la vasija, se propague a través de toda la pared. Según la evolución del accidente, una grieta pasante podría causar una fusión del núcleo; en consecuencia, se reconoce la importancia de este asunto al estudiar la integridad de la vasija de presión del reactor. Varios Estados están llevando a cabo considerables programas de investigación sobre el mencionado choque térmico, tanto de tipo probabilista como determinista, al objeto de perfeccionar y validar los análisis al respecto.

Componentes internos de la vasija de presión del reactor

4.10. Los componentes internos de la vasija de presión del reactor (las estructuras de soporte del núcleo, el escudo del núcleo en los BWR y otros componentes, pero excluidos los elementos combustibles, los elementos de control de la reactividad, los mecanismos de accionamiento de las barras de control y la instrumentación intranuclear) deberían diseñarse de modo que:

- Resistan los efectos de terremotos sin perder su capacidad;
- Se adapten a los efectos de las condiciones ambientales supuestas en las situaciones de funcionamiento normal, sucesos operacionales previstos y condiciones de accidente base de diseño, incluidos los accidentes de pérdida de refrigerante, así como en las situaciones de mantenimiento y pruebas;
- Se eviten vibraciones inaceptables inducidas por la circulación de fluidos;
- Absorban los esfuerzos asimétricos por escapes debidos a rotura de tuberías;
- Se garantice que los límites de diseño del combustible no se sobrepasan en funcionamiento normal ni en caso de incidentes operacionales previstos.

4.11. La elección de materiales, las técnicas de fabricación, exámenes, procedimientos de prueba y controles químicos del refrigerante del reactor para evitar el agrietamiento por corrosión bajo tensión, deberían ser tales que impidan el deterioro en servicio y aseguren la integridad estructural.

4.12. Deberían tenerse en cuenta los efectos del agrietamiento por corrosión bajo tensión como causa de degradación de los componentes internos de la vasija de presión del reactor importantes para la seguridad.

4.13. Se deberían considerar también los esfuerzos horizontales, provocados, por ejemplo, por terremotos, que podrían incrementar el agrietamiento por corrosión bajo tensión.

4.14. En las evaluaciones de la seguridad de la central se debería tener en cuenta, por ejemplo, el material empleado, la química del agua, la fluencia neutrónica y el uso de dispositivos de sujeción, con respecto al mantenimiento de la integridad estructural.

Bombas de refrigerante del reactor, incluidas las bombas de recirculación en los BWR.

4.15. El SRR y las bombas de refrigerante del reactor deberían ser capaces de suministrar un caudal adecuado de refrigerante, con los parámetros hidráulicos apropiados para asegurarse de que no se excedan los límites de diseño del combustible en los estados operacionales.

4.16. Las bombas del SRR deberían tener, en caso de disparo en el transcurso de un transitorio o de condiciones de accidente base de diseño, unas características de caudal, al funcionar por inercia, adecuadas para evitar condiciones termohidráulicas del refrigerante del reactor desfavorables para la integridad del combustible.

4.17. Las bombas deberían diseñarse para resistir las condiciones termohidráulicas del refrigerante del reactor y todos los ciclos de carga previstos en condiciones operacionales y condiciones de accidente base de diseño. Se debería prestar especial atención en el diseño a la preservación de la estanqueidad de las bombas.

4.18. El diseño de las bombas debería ser tal que la existencia de condiciones termohidráulicas adversas en el SRR, o el mal funcionamiento de las bombas, no den lugar a la generación de proyectiles. Como alternativa, deberían disponerse medios para proteger los elementos importantes para la seguridad contra estos proyectiles.

Generadores de vapor en los PWR y HWR

4.19. Los tubos de los generadores de vapor, así como sus estructuras internas, deberían diseñarse para las máximas tensiones y las condiciones de fatiga más rigurosas que se prevea existirán en las situaciones operacionales o de accidente base de diseño (p. ej. en las situaciones provocadas por una rotura de tubería de vapor). La distribución de flujo en los generadores de vapor debería optimizarse con el fin de evitar que se formen áreas de estancamiento de caudal (para evitar la acumulación de precipitados) y vibraciones inaceptables de los tubos, inducidas por la circulación.

4.20. El diseño debería facilitar la inspección de los tubos de los generadores de vapor en toda su longitud. El equipo y los procedimientos de examen de los tubos deberían ser capaces de detectar y localizar los defectos significativos.

4.21. Se debería mantener un registro permanente de todos los datos de las pruebas. Ello debería incluir una selección de probetas para el ensayo de los tubos, los intervalos de inspección y los procedimientos o medidas que hayan de adoptarse en caso de que se detecten defectos, así como los resultados de la inspección base de referencia llevada a cabo antes del arranque de la central.

4.22. En el diseño se debería también prever medios para lo siguiente:

- Control del pH y la concentración de oxígeno;
- Limitación de la concentración de contaminantes e impurezas en el agua de alimentación y en el lado secundario de los generadores de vapor;
- Toma de muestras de fluido del lado secundario;
- Aportación de aditivos químicos al agua de alimentación;
- Monitorización de la conductividad y de la contaminación de las muestras de fluido;
- Purga.

4.23. En el diseño de los generadores de vapor se debería prever un sistema adecuado de detección y alarma en caso de fugas de tubos.

4.24. Podría producirse el sobrellenado de un generador de vapor a consecuencia de un SIP; esto debería tenerse en cuenta ante todo en el diseño, y de lo contrario, en los procedimientos.

4.25. Deberían tenerse en cuenta con respecto a los modos operacionales en que puedan presentarse, determinadas cargas especiales, como las debidas a golpes de ariete así como a la estratificación térmica y/o hidráulica.

Sistema de tuberías

4.26. La disposición general de las tuberías y los equipos debería ser tal que se reduzcan al mínimo las vibraciones inducidas por la circulación de fluidos, los efectos de envejecimiento, la excitación acústica, la fatiga térmica y la acumulación de material radiactivo. También deberían ser mínimas las consecuencias negativas de una inundación accidental.

4.27. La distribución de las tuberías y la ubicación de los equipos deberían facilitar la circulación natural cuando sea necesario. Deberían preverse medios para drenar y ventear el sistema de tuberías. El diseño debería satisfacer los requisitos de separación de los equipos redundantes, e impedir el fallo de modo común de componentes y sistemas redundantes.

4.28. La disposición de las tuberías y equipos debería facilitar la suficiente accesibilidad para que se puedan realizar las tareas de mantenimiento e inspección que sean necesarias, incluso las que requieran las soldaduras y la funcionalidad de los soportes de tuberías. Debería también permitir la vigilancia y monitorización del comportamiento de los equipos y componentes, donde y cuando sea necesario.

4.29. El diseño de los soportes de tubería debería estar en concordancia con las normas del sistema de tuberías. El cálculo de tensiones en tuberías y componentes debería hacerse siguiendo los códigos y normas nucleares aplicables.

4.30. Las condiciones operacionales deberían ser tales que el riesgo de agrietamiento por corrosión bajo tensión sea mínimo.

4.31. Debería prestarse especial atención para reducir al mínimo las fugas de fluido radiactivo en válvulas. Se deberían especificar las tasas de fuga de refrigerante del reactor admisibles sin interrumpir el funcionamiento normal. Se debería prever un sistema para monitorizar y recoger toda fuga.

4.32. En la Ref. [6], figuran recomendaciones y directrices para la protección contra las consecuencias de un fallo de tuberías. Al evaluar las consecuencias de tal fallo se debería considerar lo siguiente:

- Los efectos sobre los parámetros termohidráulicos del refrigerante del reactor;
- Los efectos sobre los parámetros químicos, por ejemplo la concentración del boro en el refrigerante (en el caso de los PWR y los PHWR);
- Las fuerzas de arrastre y las cargas sobre el SRR debidas a la corriente de fluido que escapa;
- Las ondas de presión (golpe de ariete) en el SRR.

Presionador y dispositivos de reducción de presión.

4.33. El presionador, si se prevé su empleo, debería estar conectado directamente al SRR en los PWR y PHWR. Su función principal consiste en impedir que variaciones del volumen de refrigerante del reactor o de las condiciones termodinámicas ocasionen un riesgo inaceptable para la barrera de presión del SRR. A este fin, el presionador debería diseñarse de forma que:

- Se mantenga un espacio de vapor adecuado para soportar los transitorios de presión del SRR;
- Se prevea el uso de calentadores o sistemas de aspersion y dispositivos de protección contra sobrepresiones para mantener la presión dentro de límites aceptables en situaciones de funcionamiento normal o de transitorios hasta incluir las condiciones de accidente base de diseño.

4.34. Se debería prever en el SRR un conjunto adecuado de válvulas de seguridad y de alivio, a fin de que la presión del sistema no exceda lo permitido en el diseño. Esta función podría también ser necesaria en caso de fallos en el sistema normal de control de presión y de volumen. La descarga de fluido procedente de las válvulas de seguridad o de alivio debería recogerse a presión más baja y retornarse al SRR cuando se hayan restablecido las condiciones normales de funcionamiento. Si el sistema de recogida es otra vasija de presión que opere a presión más baja, debería estar provista de la adecuada protección contra sobrepresión (p. ej. mediante un conjunto de válvulas de seguridad y/o de alivio). Estas válvulas pueden descargar el fluido al sumidero del edificio del reactor, donde un sistema de recuperación se encargaría de su recogida, purificación y recuperación.

Funciones

4.35. El sistema de presionador y válvulas de seguridad deberían desempeñar las siguientes funciones:

- Proteger la barrera de presión del refrigerante del reactor contra sobrepresión, en todos los estados operacionales y todos los demás regímenes considerados en el diseño;
- Limitar la presión del reactor en los estados operacionales;
- En los PWR, asegurar la protección contra sobrepresión durante el funcionamiento a baja temperatura (p. ej. durante el arranque y la parada cuando el presionador está lleno de agua).

Interfaces

4.36. En los PWR y BWR los sistemas de presurización y despresurización pueden tener interfaces con los siguientes sistemas:

- El SRR;
- Los sistemas de alimentación eléctrica de CA y CC;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;

- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de aire para los instrumentos;
- La contención y/o la piscina de supresión (en los BWR).

Consideraciones sobre el aislamiento

4.37. Cuando el reactor esté en funcionamiento, debería permanecer disponible permanentemente una vía de alivio, al menos. Debería ser posible aislar las vías de alivio al objeto de mitigar las consecuencias del funcionamiento falso de las respectivas válvulas. El tanque de alivio del presionador, si se prevé, debería estar equipado con discos de ruptura o un dispositivo equivalente.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.38. Las válvulas de alivio que proporcionen protección contra sobrepresión durante el funcionamiento a potencia deberían diseñarse con la redundancia y capacidad suficientes para evitar la actuación de las válvulas de seguridad.

4.39. Las válvulas de seguridad deberían diseñarse con la capacidad suficiente para mantener la presión por debajo del límite especificado.

4.40. Las válvulas de seguridad y/o de alivio deberían ser aptas para las condiciones operacionales que se prevean en el curso de transitorios y accidentes.

4.41. Las capacidades y puntos de tarado, incluidas sus tolerancias, de todas las válvulas de alivio y seguridad deberían seleccionarse de forma que protejan la barrera de presión del refrigerante del reactor en todos los transitorios de diseño que pudieran causar un aumento de presión.

4.42. La operabilidad del sistema de protección contra sobrepresión debería mantenerse en el caso de pérdida de alimentación eléctrica exterior. El sistema debería ser operable mediante suministro procedente de una batería, o bien ser completamente independiente de cualquier alimentación eléctrica.

4.43. El sistema de protección contra sobrepresión y sus componentes deberían diseñarse de forma que no se puedan producir consecuencias inaceptables derivadas de un posible funcionamiento falso de las válvulas de alivio de dicho sistema (p. ej. mediante la incorporación de un sistema de vigilancia de la posición de las válvulas en la sala de control principal).

4.44. Las cargas y combinaciones de cargas resultantes del funcionamiento del sistema de protección contra sobrepresión, deberían ser tenidas en cuenta al diseñar los componentes afectados por tal funcionamiento pertenecientes al presionador y los dispositivos de despresurización.

4.45. El tanque de alivio del presionador, si se prevé en el diseño, debería tener suficiente volumen para recibir el vapor descargado por los dispositivos de alivio de presión durante las actividades de prueba de válvulas o en caso de transitorios normales de funcionamiento.

4.46. La capacidad de alivio a través de los discos de ruptura debería ser, al menos, igual a la capacidad combinada de las válvulas de alivio y seguridad del presionador, con las tolerancias suficientes.

4.47. La protección contra sobrepresión debería asegurarse también durante el arranque o la parada del reactor. Como se indica en el párr. 3.44, los medios para disminuir y/o controlar la presión del SRR durante el arranque o la parada incluyen la extracción de refrigerante del reactor a través de los SRRSA, o en los PWR, mediante las funciones de descarga de los sistemas de control químico y de volumen.

SISTEMAS DE CONTROL QUÍMICO Y DE VOLUMEN DE REFRIGERANTE, INCLUIDO EL SISTEMA DE LIMPIEZA EN LOS BWR

Funciones

4.48. Los sistemas de control químico y de volumen de refrigerante deberían cumplir, al menos, las siguientes funciones:

- Control químico del refrigerante del reactor (en los PWR y los PHWR);
- Control del volumen del refrigerante del reactor;
- Limpieza y purificación del refrigerante del reactor;
- Control de la reactividad del reactor;
- Suministro de agua de sellado a las bombas del refrigerante del reactor (en los PWR);
- Suministro de agua para el rociado auxiliar del presionador (en los PWR).

4.49. Las funciones de control químico y de volumen enunciadas en el párr. 4.48 corresponden sobre todo al funcionamiento normal, y no se cumplen, por lo general, en el curso de accidentes. Sin embargo, determinadas partes del sistema

pueden usarse para conseguir una parada en condiciones de seguridad a raíz de sucesos anormales o accidentes.

4.50. Los sistemas de control químico y de volumen deberían considerarse sistemas relacionados con la seguridad. Deberían contar con bombas redundantes y alimentación eléctrica de emergencia (véase la Ref. [13]).

Interfaces

4.51. Los sistemas de control químico y de volumen de refrigerante pueden tener interfaz con los siguientes sistemas:

- El SRR;
- Los sistemas de alimentación eléctrica de CA y CC;
- El sistema intermedio de refrigeración;
- El sistema de aportación de agua;
- Los sistemas de procesamiento de desechos radiactivos;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de aire para instrumentos.

Consideraciones sobre el aislamiento

4.52. No se formulan otras recomendaciones sobre temas de aislamiento aparte de las que figuran en la Sección 3.

Control químico del refrigerante del reactor

4.53. La química del refrigerante del reactor (en los PWR y los PHWR) debería controlarse para restringir la corrosión del núcleo y los componentes del SRR, minimizar el depósito de lodos de corrosión sobre el combustible, y ajustar la concentración del absorbente neutrónico en el SRR.

4.54. Al diseñar los sistemas de control de la reactividad y de parada deberían tenerse en cuenta los efectos de los aditivos químicos sobre la reactividad del núcleo (véase la Ref. [2]).

Limpieza y purificación del refrigerante del reactor

4.55. Se deberían prever medios para limpiar (es decir desmineralizar) y purificar (esto es, eliminar las impurezas químicas y los productos de fisión y activación)

del refrigerante del reactor en todos los modos operacionales. El sistema de limpieza y purificación de dicho refrigerante debería ser capaz de eliminar las impurezas químicas así como los productos de fisión y activación, provenientes del reactor, de forma que:

- Las condiciones y las características químicas del refrigerante se mantengan en el marco de los límites especificados en el diseño del núcleo del reactor (respecto a los efectos neutrónicos y la limitación de la corrosión; véase la Ref. [2]). Estas condiciones deberían ser coherentes con los materiales empleados y los parámetros de funcionamiento del reactor.
- Los componentes del SRR se protejan contra la corrosión.
- La contaminación radiactiva de los componentes del SRR se reduzca al mínimo.

4.56. Deberían preverse medios para desgasificar el refrigerante del reactor. Hay gases, tales como productos gaseosos de fisión, hidrógeno y oxígeno, que se generan en el SRR o quedan absorbidos por él. Debería tenerse en cuenta la acumulación local en el SRR de gases combustibles, como el hidrógeno¹⁰. Cuando sea necesario extraer estos gases para respetar los límites de seguridad, deberían emplearse medios químicos o mecánicos apropiados, como el venteo. La capacidad de los dispositivos de desgasificación debería estar basada en la tasa máxima prevista de formación de gases (véase la Ref. [10]).

Control de la reactividad

4.57. En algunos tipos de reactor (p. ej. en los PWR), uno de los medios de control de la reactividad del núcleo es un absorbente neutrónico soluble, como el ácido bórico. Al diseñar el sistema empleado para controlar la concentración del absorbente neutrónico en el refrigerante del reactor (sistema de control químico de la reactividad), deberían seguirse las recomendaciones de la Ref. [2].

4.58. Se debería tener en cuenta en el diseño la posibilidad de una dilución fortuita del absorbente neutrónico del refrigerante del reactor, mediante disposiciones específicas en combinación con procedimientos adecuados.

4.59. Un error del operador o un mal funcionamiento del equipo pueden dar lugar a un incremento de la reactividad causado por la entrada en el SRR de agua sin

¹⁰ En 2001 ocurrió una explosión de hidrógeno en una central nuclear BWR del Japón como consecuencia de la acumulación de hidrógeno en un extremo ciego de una tubería próxima al sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

boro a través de los sistemas de control químico y de volumen de refrigerante. Los casos de dilución del boro deberían analizarse para todos los modos operacionales y para el ciclo completo del combustible, con objeto de demostrar que no se exceden los límites de diseño del combustible y del SRR.

4.60. Se debería tener en cuenta en el diseño la necesidad de evitar la precipitación del ácido bórico durante el funcionamiento del sistema de control químico de reactividad.

Control de volumen de refrigerante del reactor

4.61. El sistema de control de volumen de refrigerante del reactor debería asegurar la aportación y descarga controladas de refrigerante para atender las variaciones de volumen en todos los estados operacionales de forma que los límites y condiciones operacionales no sean excedidos. Como ejemplo de variaciones del volumen de refrigerante que pueden ocurrir durante el funcionamiento de la central cabe citar las debidas al calentamiento y enfriamiento del refrigerante, cambios de potencia planificados o no planificados, extracción de refrigerante del reactor para purificarlo, flujos hacia las bombas de refrigeración para enfriamiento de los sellos (en los PWR y los PHWR), rociado auxiliar del presionador (en los PWR) y pequeñas fugas del refrigerante.

SISTEMA DE BORADO DE EMERGENCIA

Funciones

4.62. Algunos diseños de reactor incluyen un sistema de borado de emergencia para inyectar rápidamente absorbente neutrónico soluble en el SRR y el núcleo a raíz de un accidente.

Interfaces

4.63. El sistema de borado de emergencia del núcleo puede tener interfaz con los sistemas siguientes:

- El SRR;
- Los sistemas de alimentación eléctrica de CA y CC;
- El sistema intermedio de refrigeración;
- El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo;
- Los sistemas de control químico y de volumen de refrigerante;

- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de aportación de agua;
- El sistema de aire para instrumentos.

Consideraciones sobre el aislamiento

4.64. El sistema de borado de emergencia debería estar aislado funcionalmente del SRR durante la marcha normal de la central.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.65. Los dispositivos de aislamiento no deberían afectar a la coordinación adecuada del sistema con el SRR cuando su funcionamiento sea necesario.

4.66. El sistema de borado de emergencia debería actuar de manera que en los accidentes en los que sea necesaria su función no se excedan los límites de diseño del combustible ni de la barrera de presión del SRR.

4.67. La función de borado de emergencia debería mantenerse en el caso de pérdida de alimentación eléctrica exterior.

SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO

Funciones

4.68. La función principal del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo consiste en inyectar agua al SRR para eliminar calor del núcleo en caso de accidentes base de diseño.

4.69. En algunos diseños, el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo cumple también otras funciones, tales como:

- Inyección de emergencia de boro;
- Transferencia de calor residual a un sistema intermedio de refrigeración;
- Eliminación de calor durante las paradas para recarga;
- Llenado de cavidades de recarga.

Interfaces

4.70. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo puede tener interfaz con los sistemas siguientes:

- El SRR;
- El sistema intermedio de refrigeración;
- Los sistemas de alimentación eléctrica de CA y CC;
- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de aire para instrumentos;
- Los sistemas de control químico y de volumen de refrigerante (en los PWR);
- El sistema de contención;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de despresurización automática (en los BWR);
- El sistema de aportación de agua (en los BWR);
- El tanque de almacenamiento de condensado (en los BWR);
- La piscina de supresión (en los BWR y los PHWR).

Consideraciones sobre el aislamiento

4.71. El número y tipo de los dispositivos de aislamiento deberían determinarse tomando como base las consideraciones siguientes:

- El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería estar aislado funcionalmente del SRR durante la operación normal;
- En caso de actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, no debería sufrir menoscabo su rendimiento mínimo previsto;
- Debería ser posible el aislamiento respecto al SRR en caso de actuación falsa del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo o, si fuera necesario, en caso de accidente (p. ej. para impedir el llenado excesivo del presionador);
- La configuración de aislamiento puede seleccionarse tomando como base criterios deterministas (p. ej. aplicando el criterio del fallo único), complementados con consideraciones basadas en la información sobre el riesgo.

4.72. Se debería evaluar el comportamiento de los componentes pasivos (p. ej. válvulas de retención en conductos de descarga desde los acumuladores o desde los tanques de aportación al núcleo) tomando como base criterios deterministas, complementados con consideraciones basadas en la información sobre el riesgo,

al objeto de cerciorarse de que su fiabilidad está en consonancia con su importancia para la seguridad.

Consideraciones sobre redundancia

4.73. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería diseñarse con suficiente redundancia para cumplir los objetivos de fiabilidad, en caso de fijarlos. A este fin, pueden tenerse en cuenta consideraciones deterministas, complementadas con consideraciones basadas en la información sobre el riesgo. Si se tiene el propósito de realizar el mantenimiento de los componentes del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo con la central en funcionamiento, dicho sistema debería diseñarse de forma que ningún fallo único, incluso durante tal mantenimiento, pueda impedir la realización de sus funciones previstas de seguridad.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.74. El diseño debería ser tal que el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo cumpla las funciones de seguridad previstas en el supuesto de producirse un fallo único en cualquiera de las condiciones de accidente base de diseño.

4.75. La capacidad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, bien solo, o juntamente con otros sistemas de seguridad, debería ser tal que las emisiones de material radiactivo a la atmósfera, de haberlas, se mantengan dentro de los límites prescritos para las condiciones de accidente.

4.76. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería diseñarse de forma que asegure la disponibilidad de refrigerante suficiente para una refrigeración adecuada del núcleo durante largo tiempo. En concreto, se debería demostrar que, en el caso de bajos niveles en el tanque de agua de aportación:

- El volumen de refrigerante en el sumidero de la contención, o en la piscina de supresión (en los BWR), es adecuado para permitir la recirculación de refrigerante a través del núcleo;
- Cuando se asigne al sistema una función de refrigeración duradera, tenga interfaz con un sistema asociado que transfiera el calor al sumidero final.

4.77. La disposición general del sistema debería ser tal que se pueda mantener una capacidad adecuada de refrigeración del núcleo, suponiendo que la rotura ocurre en el lugar más desfavorable posible.

4.78. Los conjuntos de equipo del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, incluso los filtros, deberían estar físicamente separados entre sí. Se debería demostrar el cumplimiento de las funciones de seguridad previstas de dicho sistema, bien experimentalmente, mediante análisis o por una combinación de ambos. Se deberían realizar análisis para verificar que el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se ha diseñado de modo que asegure una capacidad de refrigeración adecuada para toda la serie de roturas del SRR consideradas en el diseño.

4.79. En los PWR, el sistema se debería diseñar de forma que se evite la precipitación de boro sólido en el núcleo en caso de accidente de pérdida de refrigerante.

4.80. Se deberían prever medios para impedir el arrastre de fragmentos que puedan obstruir la circulación en el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

4.81. Los equipos para la refrigeración de emergencia del núcleo deberían estar protegidos adecuadamente contra las consecuencias de riesgos internos y externos, tales como los de origen sísmico, que puedan poner en peligro las funciones de seguridad.

4.82. Deberían considerarse, en el diseño mecánico del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, todas las cargas posibles que puedan presentarse a lo largo de la vida de la central. Por ejemplo:

- Cargas térmicas en la interfaz con el SRR;
- Golpes de ariete;
- Cargas sísmicas;
- Cargas por impactos (p. ej. cargas debidas al efecto látigo en tuberías).

Se debería considerar además una selección bien meditada de combinaciones de cargas.

4.83. El diseño mecánico debería evaluarse aplicando criterios de aceptación coherentes con el modo de funcionamiento del sistema; a saber, que el objetivo principal es mitigar las consecuencias de los accidentes de pérdida de refrigerante. Los efectos de la actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo sobre otros sistemas (p. ej. el SRR), se deberían considerar al diseñar los sistemas conectados.

4.84. Los dispositivos del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo deberían distribuirse de forma que sea posible activar o poner de nuevo en marcha manualmente el sistema (si se requiere), bien desde la sala de control principal o desde el cuadro de parada remoto.

4.85. La reconfiguración de los sistemas desde el modo de inyección al de recirculación, debería ser, en su caso, automática. Solamente se debería contemplar la activación manual si se dispone de tiempo suficiente para que el operador pueda llevarla a cabo en condiciones de seguridad. En la Ref. [9] se facilitan recomendaciones y orientación respecto al margen de tiempo adecuado para las acciones del operador.

4.86. La función de refrigeración de emergencia del núcleo debería mantenerse en el caso de pérdida de alimentación eléctrica exterior. El sistema eléctrico de emergencia debería proporcionar la alimentación eléctrica necesaria para cumplir dicha función de refrigeración (véase la Ref. [13]). Se debería comprobar que los tiempos de arranque y toma de carga del sistema eléctrico de emergencia son adecuados para garantizar el cumplimiento de las funciones de refrigeración de emergencia del núcleo durante un accidente.

4.87. Determinados sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo solo pueden funcionar a baja presión. Si la activación de uno de esos sistemas requiere el funcionamiento previo de otros sistemas (p. ej. de un sistema de despresurización), se debería demostrar que el sistema tiene una fiabilidad y capacidad probada en cuanto a la seguridad, en consonancia con la función y efectividad previstas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

4.88. El diseño del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería ser tal que permita realizar pruebas funcionales periódicas de los componentes activos del sistema durante el funcionamiento normal del reactor a potencia.

4.89. El diseño del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería ser tal que las labores de inspección no afecten a su capacidad funcional.

4.90. El diseño del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo debería ser tal que siempre esté monitorizada su disponibilidad.

4.91. La observación de la efectividad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en los estados operacionales y/o después de un accidente, debería ser posible mediante una instrumentación y monitorización adecuadas (véase la Ref. [9]).

SISTEMA DE ELIMINACIÓN DEL CALOR RESIDUAL

4.92. En la Ref. [3] se formulan recomendaciones y directrices sobre los sistemas que tienen capacidad de eliminación de calor residual, pero que no forman parte de los SRRSA (p. ej. el sistema de rociado de la contención o la piscina de supresión de la presión en los BWR).

Funciones

4.93. La función del sistema de eliminación del calor residual consiste en transferir el calor residual desde el SRR a los sistemas asociados para alcanzar condiciones seguras de parada. En la mayoría de los diseños, esto se logra después de efectuar un enfriamiento parcial.

Interfaces

4.94. El sistema de eliminación del calor residual puede tener interfaz con los sistemas siguientes:

- El SRR;
- El sistema intermedio de refrigeración;
- Los sistemas de alimentación eléctrica de CA y CC;
- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de aire para instrumentos;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- La piscina de supresión (en los BWR);
- El sistema de aportación de agua (en los BWR).

Consideraciones sobre el aislamiento

4.95. El sistema de eliminación de calor residual debería estar aislado funcionalmente del SRR en las condiciones de marcha normal de la central.

4.96. Cuando el sistema de eliminación de calor residual haya sido diseñado para funcionar a baja presión solamente, deberían adoptarse las medidas apropiadas de aislamiento para preservar su integridad cuando el SRR esté bajo presión.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.97. En un sistema de eliminación de calor residual que opere a la presión normal de funcionamiento del SRR, la tasa de eliminación del calor residual

debería ser tal que no se excedan los límites de diseño del combustible ni los de la barrera de presión del SRR.

4.98. Un sistema de eliminación de calor residual que funcione a baja presión debería diseñarse de forma que inicie la función de mantener la instalación en parada fría una vez que se hayan reducido la presión y temperatura del SRR a límites predeterminados.

4.99. Se debería demostrar, para cualquier SIP (p. ej., un suceso de pérdida total de agua de alimentación), que al menos una combinación de sistemas asociados estaría disponible para extraer el calor residual. En un accidente de pérdida de refrigerante, el calor residual debería ser eliminado, entera o parcialmente, por el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

4.100. La función de eliminación de calor residual debería conservarse en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior y fallo único de un componente activo. El sistema de alimentación eléctrica de emergencia debería proporcionar la energía necesaria para cumplir la función de eliminación de calor residual (véase la Ref. [13]).

4.101. Una conexión falsa entre el SRR a alta presión y la parte a baja presión del sistema de eliminación de calor residual podría dar lugar a un accidente, concretamente un accidente de pérdida de refrigerante, con un sistema con el que haya interfaz. En algunos Estados se efectúan análisis específicos de la central, basados en la información sobre el riesgo, para estimar la probabilidad y las consecuencias de un suceso semejante. Las partes a baja presión del sistema de eliminación de calor residual, que tengan interfaz con el SRR, deberían ser capaces de resistir la totalidad de presiones y temperaturas del SRR.

4.102. El diseño del sistema de eliminación de calor residual debería permitir pruebas funcionales del sistema durante el funcionamiento normal a potencia.

4.103. El diseño de las tuberías debería ser tal que se eviten daños a las bombas por arrastre de aire.

4.104. El control del comportamiento del sistema de eliminación de calor residual debería ser posible por medio de una instrumentación y monitorización adecuadas. Se debería prever la posibilidad de activación manual del sistema desde la sala de control complementaria.

SISTEMA DE VAPOR Y DE AGUA DE ALIMENTACIÓN PRINCIPAL

Funciones

4.105. La función del sistema de vapor y de agua de alimentación principal consiste en transferir el calor producido en el núcleo del reactor a la turbina para la generación de electricidad.

4.106. En funcionamiento normal, el sistema de vapor y de agua de alimentación principal debería permitir una marcha estable del reactor a la potencia nominal. La producción y disipación de calor deberían estar equilibradas en cualquier nivel de potencia.

4.107. En los BWR se deberían prever medios para controlar el nivel de agua de la vasija de presión, tanto durante el arranque como en estados operacionales.

4.108. En los PWR se deberían prever medios para controlar la presión y el volumen de refrigerante en el generador de vapor durante el arranque.

Interfaces

4.109. Se puede prever el uso de los sistemas siguientes como apoyo al sistema de vapor y de agua de alimentación principal:

- El sistema de aportación de agua;
- El sistema de extracción de vapor;
- El sistema de control químico;
- El sistema de limpieza;
- El sistema de toma de muestras;
- El sistema de alimentación eléctrica;
- El sistema de aire comprimido;
- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de aire para instrumentos;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de calentamiento de agua de alimentación;
- El sistema de condensado, incluido el tanque de almacenamiento de condensado (en los BWR).

Consideraciones sobre el aislamiento

4.110. En el diseño del sistema de vapor y agua de alimentación de los BWR, deberían preverse medios que permitan el aislamiento adecuado del sistema en el caso de su propio fallo o de fallo del SRR. Ejemplos de SIP que afectarían al sistema de vapor y agua de alimentación son: la pérdida de vacío del condensador, el cierre de todas las válvulas de aislamiento de los conductos de vapor, el disparo de la turbina con las válvulas de derivación bloqueadas, y la pérdida de integridad de la barrera de presión del sistema de vapor y agua de alimentación. En los PWR y PHWR se debería considerar la posibilidad de aislar los generadores de vapor.

4.111. En los reactores de ciclo directo (BWR) provistos de piscina de supresión dentro de la contención, debería asegurarse una capacidad adecuada de aislamiento de la tubería de vapor principal, la descarga de vapor a través de las válvulas de alivio y seguridad a la piscina de supresión, así como un sistema correspondiente de agua de alimentación (véase la Ref. [3]).

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.112. En caso de pérdida del suministro eléctrico exterior, se debería mantener la funcionalidad de los componentes del sistema de vapor y agua de alimentación que sean importantes para la seguridad (p. ej. los dispositivos de aislamiento).

4.113. En los estados operacionales, el sistema de vapor y agua de alimentación debería ser capaz de transferir el calor del núcleo del reactor y del SRR al sumidero final de calor con arreglo a una tasa tal que no se excedan los límites de diseño del combustible, y se mantenga la capacidad de refrigeración del núcleo. En particular, las presiones del SRR y del sistema de vapor principal deberían mantenerse por debajo de los límites de diseño.

4.114. Se deberían prever sistemas de instrumentación, control y monitorización para vigilar las condiciones del sistema de vapor y agua de alimentación en todos los estados operacionales y durante o después de accidentes. Se deberían prever los dispositivos apropiados para detectar fugas de fluidos.

SISTEMA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN AUXILIAR

Funciones

4.115. El sistema de agua de alimentación auxiliar sirve de reserva para mantener la capacidad de evacuar el calor de la central en el caso de que quede indisponible el sistema de agua de alimentación principal. La capacidad de eliminación de calor a través del sistema de agua de alimentación auxiliar puede utilizarse, en caso necesario, para reducir la presión del SRR.

4.116. El sistema de agua de alimentación auxiliar se utiliza para mantener la central durante un período prolongado de tiempo en el estado de espera en caliente. Puede ocurrir que se tenga que emplear también para llevar la central a parada fría. El sistema de agua de alimentación auxiliar debería proporcionar suficiente capacidad para desempeñar eficazmente estas funciones. En algunos diseños puede haber un sistema aparte de agua de alimentación de emergencia para cumplir las funciones de seguridad independientemente, mientras que el sistema de agua de alimentación auxiliar se reserva para las funciones operacionales normales. En este caso, deberían definirse con claridad y precisión, para cada sistema, los objetivos de rendimiento y seguridad.

4.117. En los reactores de ciclo indirecto (PWR), si no disponen de un sistema aparte de agua de alimentación de emergencia, se emplea el sistema de agua de alimentación auxiliar como sistema de seguridad (sistema de agua de alimentación de emergencia), para eliminar el calor residual del SRR. La transferencia de calor al sumidero final puede efectuarse a través de los dispositivos de alivio de presión del generador de vapor o a través del condensador.

4.118. En los BWR, el sistema de agua de alimentación auxiliar se denomina normalmente sistema de refrigeración del reactor con aislamiento del núcleo. Este sistema se utiliza para mantener el nivel de agua de la vasija del reactor en caso de pérdida de agua de alimentación en condiciones de parada caliente (en este caso, el calor residual se extrae mediante la descarga de vapor a la piscina de supresión a través de las válvulas de alivio y seguridad). Otra función de este sistema es aportar el volumen necesario de refrigerante del reactor para compensar pequeñas pérdidas durante el funcionamiento normal.

4.119. En un BWR debería preverse un sistema de refrigeración del reactor con aislamiento del núcleo como fuente de reserva para la refrigeración que asegure capacidad de suministrar agua de alimentación cuando el sistema de alimentación

principal quede aislado de la vasija de presión del reactor. Los sucesos anormales que podrían causar tal aislamiento son, entre otros: el aislamiento fortuito de los conductos de vapor principales, la pérdida de vacío del condensador, el fallo de un regulador de presión, la pérdida de agua de alimentación y la pérdida del suministro eléctrico del exterior.

El sistema de refrigeración del reactor con el núcleo aislado debería diseñarse de forma que:

- Resista toda la presión del SRR.
- Proporcione capacidad de eliminación del calor de desintegración, juntamente con el sistema de inyección de seguridad a alta presión (o el rociado del núcleo a alta presión), las válvulas de seguridad y/o de alivio y la piscina de supresión.

Interfaces

4.120. Los sistemas siguientes pueden utilizarse como sistemas de apoyo:

- El sistema de extracción de vapor;
- El sistema de control químico;
- El sistema de limpieza;
- El sistema de toma de muestras;
- El sistema de alimentación eléctrica;
- El sistema de aire comprimido;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de instrumentación y control;
- El sistema de calentamiento del agua de alimentación.

4.121. Además, puede necesitarse vapor a presión si se usan bombas movidas por vapor.

Consideraciones sobre aislamiento

4.122. En los BWR provistos de piscina de supresión dentro de la contención, debería asegurarse una capacidad adecuada de aislamiento del conducto de vapor principal, la descarga de vapor a la piscina de supresión a través de válvulas de alivio y seguridad, y preverse el sistema correspondiente de aportación de refrigerante.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.123. El sistema (los sistemas) de agua de alimentación auxiliar puede(n) diseñarse con redundancia y/o diversidad para cumplir adecuadamente su(s) función (funciones) de seguridad. Puede evaluarse la idoneidad de la redundancia y/o la diversidad sobre la base de criterios deterministas, complementados por consideraciones basadas en la información sobre el riesgo.

4.124. El sistema debería disponer de suficiente capacidad de almacenamiento de agua para desempeñar la función prevista.

4.125. La capacidad nominal mínima de refrigeración del sistema debería ser tal que no se excedan los límites de diseño del combustible ni los de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

4.126. Dado que una rotura en el circuito secundario de un PWR puede causar un suceso de sobreenfriamiento, la capacidad máxima del sistema debería ser tal que no se produzca un retorno a la criticidad y que la vasija de presión del reactor no sufra un choque térmico inaceptable.

4.127. Las propiedades químicas del sistema de agua de alimentación deberían mantenerse de forma que se minimicen las consecuencias perjudiciales (p. ej. agrietamiento por corrosión intergranular bajo tensión y corrosión inducida por la circulación del agua) en las estructuras y componentes internos, incluidos los tubos de los generadores de vapor.

4.128. Se deberían prever en el diseño sistemas de instrumentación, control y monitorización para vigilar las condiciones del sistema de agua de alimentación auxiliar en todos los estados operacionales, y durante o después de accidentes.

CIRCUITOS INTERMEDIOS DE REFRIGERACIÓN

Funciones

4.129. Las funciones de los circuitos intermedios de refrigeración son:

- Transferir calor de los SRRSA, u otras fuentes de calor, al sumidero final,
- Actuar como barrera contra la dispersión de material radiactivo al entorno, o contra la entrada de productos químicos inapropiados a los SRRSA.

Interfaces

4.130. Pueden preverse los siguientes sistemas de apoyo:

- El sistema de control químico;
- El sistema de toma de muestras;
- El sistema de alimentación eléctrica;
- Los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado;
- El sistema de aire comprimido;
- El sistema de instrumentación y control.

Consideraciones sobre el aislamiento

4.131. Cuando un sistema o un componente de equipo no importante para la seguridad se conecta a un sistema de circuitos de refrigeración intermedios, se deberían tomar las medidas adecuadas para garantizar que no queden afectadas las funciones necesarias de seguridad tecnológica. Puede que las partes de los sistemas que son importantes para la seguridad tengan que ser aisladas automáticamente del resto de los sistemas.

Consideraciones respecto a la función de seguridad

4.132. Cuando un sistema de circuitos de refrigeración intermedios sea esencial para la refrigeración después de la parada, se puede considerar un diseño que prevea una diversidad de sumideros finales de calor, aparte de la redundancia necesaria para cumplir el criterio del fallo único. Cuando sea necesaria una diversidad de sumideros finales de calor (p. ej. un río, o la atmósfera), esto podría exigir consideraciones especiales para el diseño de los circuitos intermedios de refrigeración (p. ej. la necesidad de diferentes bombas o cambiadores de calor).

4.133. La capacidad de transporte de calor del sistema de circuitos intermedios de refrigeración debería ser proporcionada a las fuentes de calor a las que den servicio estos circuitos, y debería tenerse en cuenta el caso más drástico de diferencia de temperatura así como de otros parámetros ambientales de diseño que pudiera presentarse durante la vida de la central. Debería establecerse la tasa de transferencia de calor al sumidero final y tenerse en cuenta la tasa necesaria de extracción de calor de los SRRSA.

4.134. Los parámetros funcionales del sistema de circuitos intermedios de refrigeración deberían mantenerse dentro de los límites especificados cuando estén sometidos a fenómenos ambientales adversos que sean relevantes para el

emplazamiento y el tipo de sumidero final de calor (heladas, tornados, proyectiles, vientos huracanados, inundaciones, terremotos, obstrucción de la circulación del agua, temperaturas máximas extremas, baja calidad del agua).

4.135. Se debería prestar atención especial a la estanqueidad al establecer las especificaciones de los componentes y equipos del sistema de circuitos intermedios de refrigeración que tengan interfaz con los sistemas precedentes y consecutivos. El sistema de circuitos intermedios de refrigeración debería diseñarse de forma que aguante golpes de ariete, supere inundaciones y resista la corrosión.

4.136. Se debería prever instrumentación para controlar y monitorizar el sistema de circuitos intermedios de refrigeración en todos los estados operacionales y en las condiciones de accidente base de diseño. Pueden preverse dispositivos apropiados para detectar fugas.

4.137. Se deberían prever medios apropiados de aislamiento para impedir inundaciones inadmisibles de zonas de edificios y el fallo consiguiente de sistemas de seguridad.

SUMIDERO FINAL DE CALOR Y SUS SISTEMAS DE TRANSPORTE DE CALOR

Condiciones del emplazamiento y ambientales

4.138. Al seleccionar el tipo de sumidero final de calor y los sistemas de transporte de calor directamente asociados, deberían tenerse en cuenta las condiciones específicas del emplazamiento en que la central va a funcionar y su impacto sobre el medio ambiente.

4.139. Para determinar la capacidad necesaria del sumidero final de calor y los sistemas de transporte de calor directamente asociados se deberían establecer los parámetros ambientales base de diseño. Entre ellos figuran la temperatura del agua del sumidero final de calor, en los sistemas de agua de refrigeración en ciclo abierto, y la temperatura del aire en termómetro, cuando se trate de torres secas de refrigeración. Ambas temperaturas del aire, la de termómetro húmedo y la de seco, son necesarias para las torres húmedas de refrigeración, las piscinas de enfriamiento y las de aspersión, así como para otros sistemas de transferencia de calor basados en el enfriamiento por evaporación. Deberían incluirse cuando sea

necesario otros parámetros, tales como la calidad del agua (contenido de lodos e impurezas químicas), velocidad del viento y factores de aislamiento.

4.140. Los parámetros medioambientales considerados en el diseño del sumidero final de calor y de los sistemas de transporte de calor directamente asociados deberían ser los adecuados para las condiciones concretas del emplazamiento y los sistemas específicos en cuestión. En la Ref. [5] se formulan recomendaciones y directrices respecto a la consideración de sucesos externos en el diseño del sumidero final de calor.

Cargas térmicas

4.141. El sumidero final de calor debería ser capaz de absorber el calor generado en cualesquier condiciones de la central.

4.142. La capacidad a largo plazo del sumidero final de calor se garantiza mediante un diseño que prevea acceso inmediato a reservas naturales inagotables de agua o a la atmósfera. Respecto de los emplazamientos que no dispongan de tal acceso, se debería demostrar que existe suficiente capacidad para aceptar la carga térmica hasta que el sumidero final de calor pueda reponerse¹¹. En esta demostración deberían tenerse en cuenta los factores que pueden retrasar el proceso de reposición. Entre tales factores figuran la evaporación, sucesos inducidos por el hombre, condiciones de accidente de la central, la disponibilidad de interconexiones y la complejidad de los procedimientos de reposición. La ubicación y dimensiones de las estructuras de toma y descarga deberían evaluarse cuidadosamente analizando las variaciones anuales de temperatura y las características y efectos registrados del ensuciamiento biológico así como de la acumulación de arena y cieno con respecto a la efectividad y rendimiento previstos en el diseño. En función de las características del emplazamiento debería evaluarse cuidadosamente la necesidad de un sumidero final de calor de reserva.

4.143. Al establecer la tasa máxima de disipación térmica, debería determinarse la combinación más desfavorable de cargas térmicas individuales para todos

¹¹ En algunos Estados, la capacidad mínima aceptable de las fuentes disponibles inmediatamente, incluida el agua almacenada en tanques o balsas en el emplazamiento, es la que absorbe todas las cargas térmicas generadas en 30 días, a menos que se pueda justificar un período inferior mediante análisis conservadores.

los SIP en los que el sistema haya de desempeñar una función normal o una función de seguridad.

4.144. Al determinar la capacidad necesaria del sumidero final de calor y de los sistemas de transporte directamente asociados, deberían determinarse exactamente las diferentes fuentes de calor y su evolución con el tiempo, al objeto de asegurarse de que la temperatura del refrigerante permanece dentro de los límites especificados. Las cargas térmicas que deben tenerse en cuenta son, entre otras:

- El calor residual del reactor,
- El calor de desintegración del combustible gastado, con el sistema de almacenamiento lleno hasta su máxima capacidad,
- El calor despedido por las bombas y otros componentes,
- El calor procedente de otras fuentes relacionadas con accidentes (p. ej. reacciones químicas).

4.145. Al establecer las cargas de calor residual del reactor (incluyendo el calor de desintegración, el calor por fisiones en la parada y la energía acumulada), debería postularse que el combustible ha estado expuesto a funcionamiento a potencia durante un período de tiempo que produciría la carga máxima de calor de desintegración, y este calor debería evaluarse de conformidad con las normas aplicables.

4.146. La carga térmica total y la tasa de disipación del calor procedente del combustible gastado deberían evaluarse sobre la base del número máximo de elementos combustibles gastados que pueden ser almacenados en el emplazamiento en cualquier momento determinado. Se deberían emplear las curvas de calor de desintegración de cada combustible particular, aplicando los distintos tiempos tras la parada que correspondan a los diferentes elementos combustibles, o bien adoptar un promedio conservador del tiempo tras la parada para todos los elementos combustibles.

4.147. Al seleccionar el sumidero final de calor para todos los estados operacionales y condiciones de accidentes base de diseño, deberían tenerse en cuenta las cargas térmicas procedentes de los componentes activos, tales como bombas, motores, y otros dispositivos que generan calor y son necesarios para el funcionamiento de los sistemas auxiliares que prestan servicio al sumidero final de calor y dependen de él.

4.148. El comportamiento de las cargas térmicas individuales a lo largo del tiempo debería integrarse para determinar la tasa máxima de eliminación de calor que servirá de base para dimensionar los sistemas de transporte de calor. Al realizar este cálculo puede tenerse en cuenta el almacenamiento temporal de calor en sumideros situados dentro de la central, tales como estructuras intranucleares, los sistemas primarios y secundarios, la estructura de la contención, piscinas de supresión, piscinas de almacenamiento de combustible gastado y medios de transporte de calor.

4.149. En condiciones de accidente se pueden producir fuentes adicionales de calor, como el calor desprendido en las reacciones metal-agua de las vainas del combustible, o en otras reacciones químicas exotérmicas dentro de la contención. Si se determina que las reacciones posibles metal-agua son significativas como fuente adicional de calor, deberían cuantificarse en función del tiempo e incluirse en los criterios de cálculo dimensional.

Sistemas de transporte de calor

4.150. En lo que respecta a las consideraciones de seguridad, los siguientes factores determinarán el dimensionamiento de los sistemas de transporte de calor directamente asociados al sumidero final de calor:

- La tasa máxima de eliminación de calor;
- Los parámetros medioambientales de diseño (temperaturas del agua o del aire, humedad relativa);
- Las reservas de refrigerante.

4.151. Si se prevé el uso de un sumidero final de calor de capacidad limitada, la elección del sistema de transporte de calor directamente asociado puede venir dictada por la necesidad de conservar el volumen de este sumidero; esto aumentaría el tiempo requerido para disponer de agua de aportación. Si el tiempo requerido para recuperar el agua de aporte es escaso, se debería requerir una justificación más rigurosa de los procedimientos aplicables.

4.152. La tasa máxima requerida de eliminación de calor puede reducirse en el caso de los sistemas de transporte de calor directamente asociados al sumidero final almacenando el calor y retrasando el momento en que sea necesario utilizar el sumidero final.

Emplazamientos en que haya varias unidades

4.153. Si se considera admisible que los reactores de un emplazamiento de varias unidades compartan el sumidero final de calor, este sumidero y los sistemas de transporte de calor directamente asociados deberían ser capaces de cumplir los objetivos de diseño para:

- La parada y el enfriamiento simultáneos en condiciones de seguridad de todos los reactores a los que sirvan, así como su mantenimiento en estado de parada segura;
- La disipación de calor tras un accidente en un reactor, más la parada y enfriamiento simultáneos en condiciones de seguridad de todas las unidades restantes, así como su mantenimiento en estado de parada segura.

4.154. El hecho de que los reactores de un emplazamiento de varias unidades compartan el sumidero final de calor no debería degradar su fiabilidad general. En este sentido, deberían evitarse características de diseño innecesariamente complejas, tales como enclavamientos múltiples y conmutación automática de equipos entre distintos reactores. Por otra parte, si se comparten sistemas de transporte de calor directamente asociados al sumidero final, deberían tenerse en cuenta el agravamiento potencial de las consecuencias de un fallo del sistema.

Apéndice

EL SRR Y SISTEMAS ASOCIADOS EN LOS REACTORES DE AGUA PESADA CON TUBOS A PRESIÓN

A.1. En este apéndice se formulan recomendaciones adicionales y directrices específicas para los PHWR. El apéndice no se contrapone al texto principal de la guía ni se excluyen los dos mutuamente. Sin embargo, en ciertos casos puede reemplazar o complementar las recomendaciones y directrices del texto principal.

SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

A.2. El SRR comprende los componentes que mantienen la presión del sistema primario de transporte de calor, incluidas las válvulas de aislamiento, las bombas de refrigeración principales, el lado primario de los generadores de vapor, los colectores de entrada y salida del reactor y las tuberías hasta los dispositivos de aislamiento, incluyendo también a éstos. Las recomendaciones sobre el SRR de los PHWR son equivalentes a las de los PWR, siempre que se preste la consideración debida a las diferencias en la disposición general, el número y tipo de los componentes y a su importancia para la seguridad. La configuración de los SRRSA se muestra en la fig. II-4 del anexo II y se describe a continuación.

SISTEMAS CONECTADOS

A.3. Debería tenerse en cuenta que los sistemas conectados al SRR desempeñan la función de seguridad de garantizar directamente la integridad del SRR. Estos sistemas son, entre otros:

- Los conjuntos de los canales de combustible, incluidos los elementos combustibles;
- Dos sistemas de parada;
- Las máquinas de recarga de combustible;
- Los sistemas de control de presión y de volumen;
- El sistema de refrigeración de sellos de las bombas;
- El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo;
- El sistema de refrigeración en parada;
- El sistema colector de agua pesada (D_2O).

SISTEMAS ASOCIADOS

A.4. Como en el caso de los PWR, los sistemas asociados son los esenciales para el funcionamiento seguro de los SRRSA. Los sistemas asociados en un reactor de tubos a presión son:

- El moderador y su sistema de refrigeración;
- El sistema de refrigeración del blindaje;
- El sistema de parada por inyección líquida;
- El sistema de vapor y de agua de alimentación;
- El sistema de agua de alimentación auxiliar.

CONSIDERACIONES ESPECÍFICAS DE DISEÑO

A.5. A continuación se exponen las consideraciones generales y detalladas de diseño que complementan las expresadas en el texto principal, y que son específicas para los reactores del tipo de tubos a presión.

Conjuntos de canales de combustible

A.6. Los canales de combustible constituyen un sistema conectado al SRR en el reactor canadiense de deuterio y uranio (CANDU), tipo PHWR. Deberían diseñarse de modo que constituyan una barrera de presión de poca absorción neutrónica que soporte y fije los elementos combustibles y permitan una circulación controlada del refrigerante a presión alrededor y a través de los elementos combustibles.

Sistemas de parada por inyección líquida

A.7. Se debería disponer de dos sistemas de parada diversos e independientes. Son los sistemas típicos de parada por inserción de barras y por inyección líquida. Cada sistema de parada debería ser capaz de parar el reactor de forma independiente en todos los estados operacionales y en las condiciones de accidente base de diseño.

A.8. La función del sistema de inserción de barras es similar a la del PWR. El sistema de parada por inyección líquida debería ser capaz de inyectar directamente una solución de absorbente neutrónico en el moderador de agua pesada contenido en la calandria, parando el reactor. Este sistema debería tener

una capacidad de parada comparable con la de las barras, pero con puntos de tarado para el disparo ajustados de tal forma que las barras actúen primero.

A.9. Cada sistema de parada debería ser capaz de parar el reactor, de forma independiente, en todas las situaciones controladas y en las condiciones del accidente base de diseño.

Máquinas de recarga de combustible

A.10. Las máquinas de recarga, una vez alineadas con los canales de combustible para recargarlos, deberían considerarse y diseñarse como una parte integrante de la barrera de presión del SRR. Por tanto, la barrera de presión de la máquina de recarga debería diseñarse con arreglo a las mismas recomendaciones de seguridad que las relativas al SRR.

Sistema de control de presión y de volumen de refrigerante

A.11. Cuando el presionador, si se prevé en el diseño, pueda aislarse del SRR en ciertas condiciones operacionales (p. ej. durante el calentamiento o enfriamiento), el sistema de control de presión y volumen de refrigerante debería incluir medios alternativos para controlar la presión y volumen en el SRR, tales como un conjunto de válvulas reguladas automáticamente de aporte y purga. En este caso, el presionador debería tener un dispositivo independiente de seguridad y/o alivio.

A.12. El condensador de purgas, consistente en un tanque conectado al presionador y mantenido a una presión más baja durante el funcionamiento normal, debería estar equipado con dispositivos pasivos de alivio (p. ej. discos de ruptura, válvulas de alivio o de seguridad activadas mediante válvulas piloto) capaces de transportar vapor, líquidos y líquidos saturados, habida cuenta de que el condensador puede verse inundado en caso de grandes descargas de fluido proveniente del SRR o del presionador. Para el diseño del condensador de purgas, debería tenerse en cuenta el rango de presiones y temperaturas del SRR.

A.13. El sistema de control de presión y de volumen de refrigerante debería incluir un sistema de purificación diseñado para regular las características químicas y la actividad del refrigerante manteniéndolas dentro de límites especificados, mediante la extracción de impurezas químicas disueltas, sustancias radiactivas incluidos productos de fisión, y sólidos en suspensión.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

A.14. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo suministra agua de refrigeración (agua ligera) al SRR tras un accidente de pérdida de refrigerante en el que se ha perdido el contenido de agua pesada. Debería diseñarse para eliminar el calor residual del reactor.

A.15. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en los PHWR provistos de colectores del reactor debería diseñarse para enfriar el núcleo adecuadamente en caso de rotura de un colector en doble guillotina.

Sistemas de agua de emergencia o de agua de reserva

A.16. Se debería diseñar un sistema de agua de emergencia o de agua de reserva, o equivalente, para aportar agua de emergencia (agua ligera) al SRR y a otros sistemas tales como el del moderador, cuando hayan sido agotadas todas las fuentes de agua pesada de la central.

A.17. Cuando sea necesario, el sistema de reserva de agua, o equivalente, debería proporcionar agua de aportación al lado secundario de los generadores de vapor para mitigar los efectos de una secuencia de sucesos que originen una pérdida total de agua de alimentación.

Sistema de enfriamiento tras la parada

A.18. Si es necesario, el sistema de enfriamiento tras la parada debiera diseñarse también de forma que elimine el calor de desintegración cuando el reactor se haya parado después de un accidente, funcionando como un sumidero de calor alternativo a los generadores de vapor.

A.19. El sistema debería permitir el descenso, aumento y control del nivel del refrigerante del SRR para facilitar el mantenimiento de las bombas de transporte de calor y los generadores de vapor.

Sistemas asociados

A.20. Las diferencias con los PWR no son importantes. Las recomendaciones respecto a la seguridad y aspectos técnicos, por ejemplo las relacionadas con el agrupamiento, separación, redundancia, aislamiento y métodos de análisis tales como las evaluaciones basadas en la información sobre el riesgo y las evaluaciones probabilistas de la seguridad, son similares a las de otros tipos de

reactores refrigerados por agua y aplicables todas ellas. Solamente se destacan aquí las diferencias específicas en funcionalidad y terminología.

Sistema del moderador

A.21. El moderador de agua pesada que posibilita el uso de uranio natural o uranio ligeramente enriquecido como combustible puede también servir como medio de dispersión de productos químicos de moderación para detener el reactor en una emergencia y controlar la reactividad del núcleo del reactor. (Extraer o vaciar el moderador puede también emplearse como medio para detener el reactor).

A.22. El sistema del moderador debería tener su propio sistema de refrigeración para eliminar el calor transferido desde la estructura del reactor y el calor generado en el propio moderador por desintegración radiactiva.

A.23. El sistema del moderador y la reserva constituida por el agua de refrigeración del blindaje que lo rodea deberían ser intrínsecamente capaces de mantener la integridad de los canales de combustible, cuando todos los otros medios de refrigeración normal o de emergencia hayan sufrido menoscabo. Podrían ser utilizados como sumideros finales de calor auxiliares para mitigar las consecuencias de accidentes que sobrepasen las bases de diseño.

Sistema de refrigeración del blindaje

A.24. La virola cilíndrica de la calandria está cerrada en sus extremos por las cavidades terminales de blindaje y rodeada por un tanque de refrigeración del blindaje. Los blindajes terminales deberían diseñarse de modo que permitan acceder al área de la máquina de recarga y a la parte frontal del reactor, así como desempeñar cualquier función estructural o de apoyo que se les asigne. El espacio entre la virola de la calandria y el tanque de refrigerante del blindaje está lleno de agua ligera, que sirve de blindaje térmico y biológico. Debería diseñarse de forma que permita el acceso del personal al recinto interno del reactor para la inspección y mantenimiento durante la parada del reactor.

A.25. El agua ligera del tanque de refrigeración del blindaje y de las cavidades de los blindajes terminales debería ser recirculada y enfriada. Los blindajes terminales y los sistemas de refrigeración del blindaje deberían diseñarse de modo que eliminen el calor generado en el material de blindaje, así como el calor transferido desde el SRR a los blindajes terminales y al tanque de refrigeración del blindaje.

A.26. Los blindajes terminales y los sistemas de refrigeración del blindaje deberían ser capaces de mantener los componentes estructurales del reactor a temperaturas admisibles, de forma que no se produzcan deformaciones inaceptables en ninguna de las condiciones de accidente base de diseño.

Sistema colector de agua pesada (D₂O)

A.27. El sistema colector de agua pesada debería diseñarse para que recoja las fugas de cualquier origen previstas en el SRR, tales como las de vástagos de válvulas de doble empaquetadura, sellos de bombas y espacios entre juntas. El sistema debería también aprovecharse para recoger los fluidos provenientes de venteos y drenajes de los SRRSA, y de equipos de otros sistemas.

A.28. El sistema colector de agua pesada debería también diseñarse para enfriar vapores, si se producen, y debería tener medios de venteo.

REFERENCIAS

- [1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las centrales nucleares: Diseño, Colección de Normas de Seguridad N° NS-R-1, OIEA, Viena (2004).
- [2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.12, OIEA, Viena (2004).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Design of the Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.10, OIEA, Viena (2004).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.6, OIEA, Viena (2003).
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.5, OIEA, Viena (2003).
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.7, OIEA, Viena (2004).
- [7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Evaluación y verificación de la seguridad de las centrales nucleares, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.2, OIEA, Viena (2009).
- [8] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-3.3, OIEA, Viena (2002).
- [9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-G-1.3, OIEA, Viena (2002).
- [10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.13, OIEA, Viena (2009).
- [11] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Límites y condiciones operacionales y procedimientos de operación en las centrales nucleares, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-2.2, OIEA, Viena (2009).
- [12] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-2.6, OIEA, Viena (2002).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Design of Emergency Power Systems for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad N° NS-G-1.8, OIEA, Viena (2004).

Anexo I

COMPONENTES PRINCIPALES DEL SRR

I-1. En la siguiente relación figuran los principales componentes y equipos del SRR usuales en varios tipos de reactores.

REACTORES DE AGUA A PRESIÓN

- a) Vasija del reactor con su conjunto de tapa de cierre;
- b) Componentes internos de la vasija del reactor (aparte de los elementos combustibles y las estructuras de soporte del núcleo) necesarios para la circulación adecuada del refrigerante primario, como p. ej. el barrilete del núcleo;
- c) Generadores de vapor;
- d) Bombas de refrigeración del reactor;
- e) Tuberías que, juntamente con los generadores de vapor y las bombas de refrigeración del reactor, constituyen los circuitos de refrigeración:
 - La rama caliente entre la vasija del reactor y el generador de vapor de cada circuito,
 - La rama o ramas entre el generador de vapor y la bomba o bombas de cada circuito,
 - La rama o ramas frías entre la bomba o bombas de cada circuito y la vasija del reactor;
- f) El presionador, con sus válvulas de alivio y de seguridad, y las tuberías que lo conectan a los circuitos de refrigeración (p. ej. la tubería de compensación);
- g) Las tuberías que circunvalan los generadores de vapor y las bombas de refrigeración del reactor, instaladas para medir la temperatura de cada circuito;
- h) Accesorios de la vasija del reactor, tales como los alojamientos para los mecanismos de accionamiento de las barras de control o el venteo de la tapa de la vasija del reactor;
- i) Sistemas auxiliares conectados a un circuito hasta los primeros dispositivos de aislamiento, incluidos éstos;
- j) Componentes, tales como activadores de válvulas y motores de bombas, asociados con lo enumerado en d) a i).

REACTORES DE AGUA EN EBULLICIÓN

- a) Vasija del reactor con su conjunto de tapa de la vasija y faldón de soporte;
- b) Componentes internos de la vasija del reactor (aparte de los elementos combustibles y las estructuras de soporte del núcleo) necesarios para la circulación adecuada del refrigerante primario, como p. ej. el barrilete del núcleo, las bombas de chorro, las bombas internas de recirculación o los separadores de vapor;
- c) Accesorios de la vasija del reactor tales como el medidor Venturi de flujo, orificios y alojamientos de los mecanismos de accionamiento de las barras de control;
- d) Conductos de vapor y de agua de alimentación, incluyendo la válvula de aislamiento más exterior;
- e) Componentes del sistema de recirculación del refrigerante, tales como bombas, tuberías y válvulas;
- f) Válvulas de seguridad, de alivio y de despresurización;
- g) Componentes tales como restrictores del caudal de vapor en el conducto principal, equipos de alivio de presión, activadores de válvulas y motores de bombas, asociados con lo enmendado en a) a f).

REACTORES DE AGUA PESADA A PRESIÓN (REACTORES DEL TIPO DE TUBOS A PRESIÓN)

- a) Canales de refrigerante, incluidas las bridas de conexión en los extremos, tapas de cierre y máquinas de recarga cuando están conectadas al canal;
- b) Lado del refrigerante primario del reactor del generador de vapor;
- c) Bomba de refrigerante primario del reactor, incluido el sistema de inyección para los sellos, hasta los primeros dispositivos de aislamiento, incluidos éstos;
- d) Tuberías que, juntamente con los generadores de vapor y las bombas de refrigerante primario del reactor, constituyen los circuitos de refrigeración:
 - Tubos de entrada y salida de los canales,
 - Colectores de entrada y salida del reactor,
 - Colectores de aspiración de las bombas, si existen;
- e) Presionador (si existe), con sus válvulas de alivio y tuberías de conexión con los circuitos de refrigeración;
- f) Conductos de protección de sobrepresión, hasta las válvulas de alivio, incluidas éstas;

- g) Sistemas conectados a los circuitos de refrigeración, hasta los primeros dispositivos de aislamiento, incluyéndolos;
- h) Sistema del moderador;
- i) Componentes tales como activadores de válvulas y motores de bombas, asociados con lo enumerado en c) a h).

REACTORES DE AGUA PESADA A PRESIÓN (TIPO VASIJA)

- a) Vasija del reactor con tapa, tapón de cierre y máquina de recarga cuando está conectada a un canal;
- b) Componentes internos de la vasija del reactor (aparte de los elementos combustibles);
- c) Lado del refrigerante del reactor de los generadores de vapor;
- d) Bombas de refrigerante primario del reactor, incluidos los sellos de la primera etapa y el sistema de autosellado por inyección, hasta los dispositivos de aislamiento, incluyéndolos;
- e) Tuberías que, juntamente con los generadores de vapor y las bombas de refrigerante primario del reactor, constituyen los circuitos de refrigerante:
 - La rama caliente entre la vasija del reactor y cada generador de vapor,
 - La rama intermedia entre cada generador de vapor y su correspondiente bomba principal,
 - La rama fría entre cada bomba principal y la vasija del reactor;
- f) El presionador con sus válvulas de alivio y válvulas de seguridad, tuberías y conducto de compensación;
- g) Accesorios de la vasija del reactor tales como los alojamientos a presión de los mecanismos de accionamiento de las barras de control;
- h) El lado del moderador de los enfriadores del moderador;
- i) Las bombas del moderador;
- j) Tuberías que, juntamente con los enfriadores y las bombas del moderador, constituyen los circuitos del moderador;
- k) Sistemas conectados a los circuitos del refrigerante y moderador hasta los dispositivos de aislamiento, incluidos éstos;
- l) Componentes tales como activadores de válvulas, restrictores de caudal y motores de bombas, asociados con lo enumerado en a) a k).


















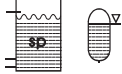



Anexo II

DIAGRAMAS DEL SRR Y LOS SISTEMAS ASOCIADOS

II-1. Los diagramas siguientes de los SRRSA muestran, de forma simplificada, los componentes principales y las características funcionales principales de diferentes tipos de reactores.

II-2. No se muestran todos los componentes redundantes ni las configuraciones de tuberías. Por otra parte, los diagramas son solamente representativos de reactores de cierto tamaño (y potencia), y pueden diferir de otros tipos de reactores. En el caso del SRR, por ejemplo, solamente se muestra uno de los circuitos.

II-3. Los nombres de los sistemas cambian según los diseños y, a veces, son exclusivos de un único suministrador. Se ha procurado que se expliquen por sí mismos, y puede que no siempre coincidan con los nombres de los sistemas o funciones empleados en la guía.

	Tanque de purgas		Tubería
	Válvula de retención		Conexión con otros servicios (fuera del ámbito de esta guía)
	Condensador		Bomba
	Refrigerante (medio ambiente)		Cambiador de calor regenerativo
	Filtro		Tobera de rociado
	Alternador		Generador de vapor
	Calentador		Tanque de almacenamiento
	Cambiador de calor		Sumidero, balsa
	Válvula de seguridad de resorte		Tanque
	Motor		Turbina
			Válvula

ACC	Acumulador	LHP	Bomba de inyección de baja presión
ADS	Sistema automático de despresurización	PRT	Tanque de alivio del presionador
CICS	Sistema de control químico y de volumen de refrigerante	PS	Presionador
CS	Sumidero de la contención	RCIC	Refrigeración del núcleo del reactor aislado
CST	Tanque de almacenamiento de condensado	RCS	Sistema de refrigeración del reactor
ECC	Refrigeración de emergencia del núcleo	RHRS	Sistema de eliminación del calor residual
ECCS	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	RPV	Vasija de presión del reactor
EFS (AFS)	Sistema de agua de alimentación auxiliar de emergencia	RS	Sistema de recirculación
FWS	Sistema de agua de alimentación	RWCS	Sistema de limpieza del agua de recarga
HHP	Bomba de inyección de alta presión	SG	Generador de vapor
ICC	Circuito de refrigeración intermedio	SP	Piscina de supresión
		UHS	Sumidero final de calor

Fig. II-1. Explicación de símbolos y siglas usados en las Figuras II-2 a II-4

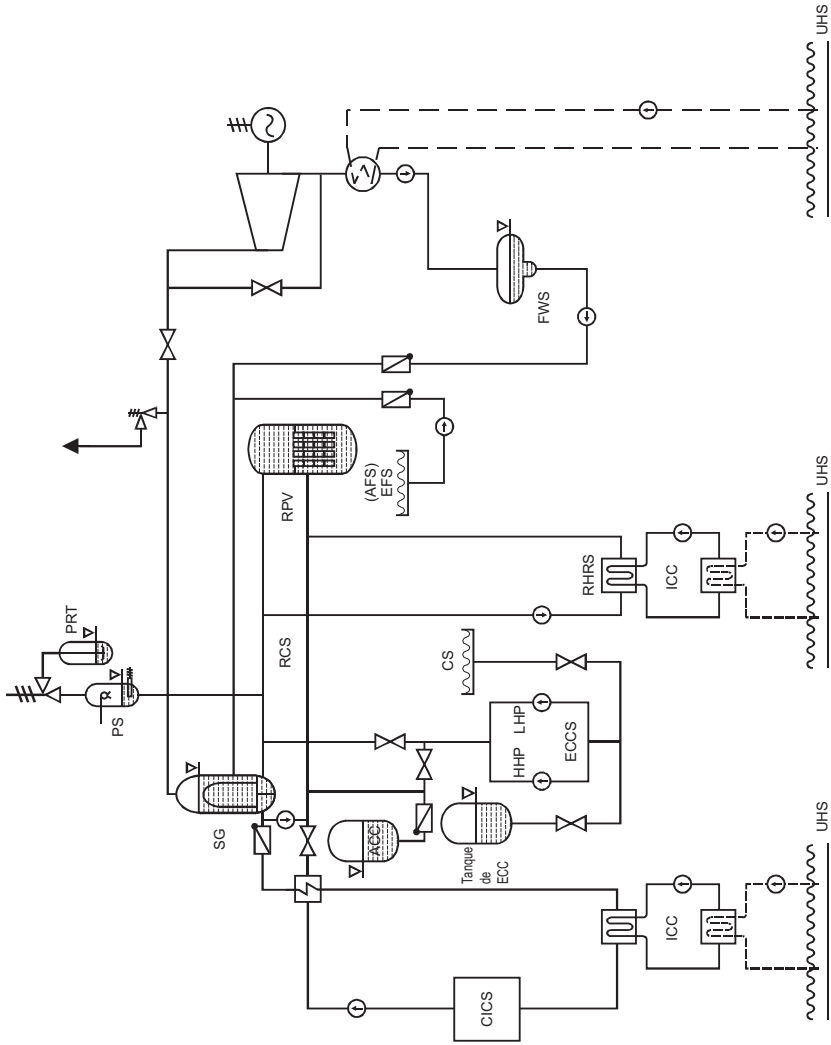
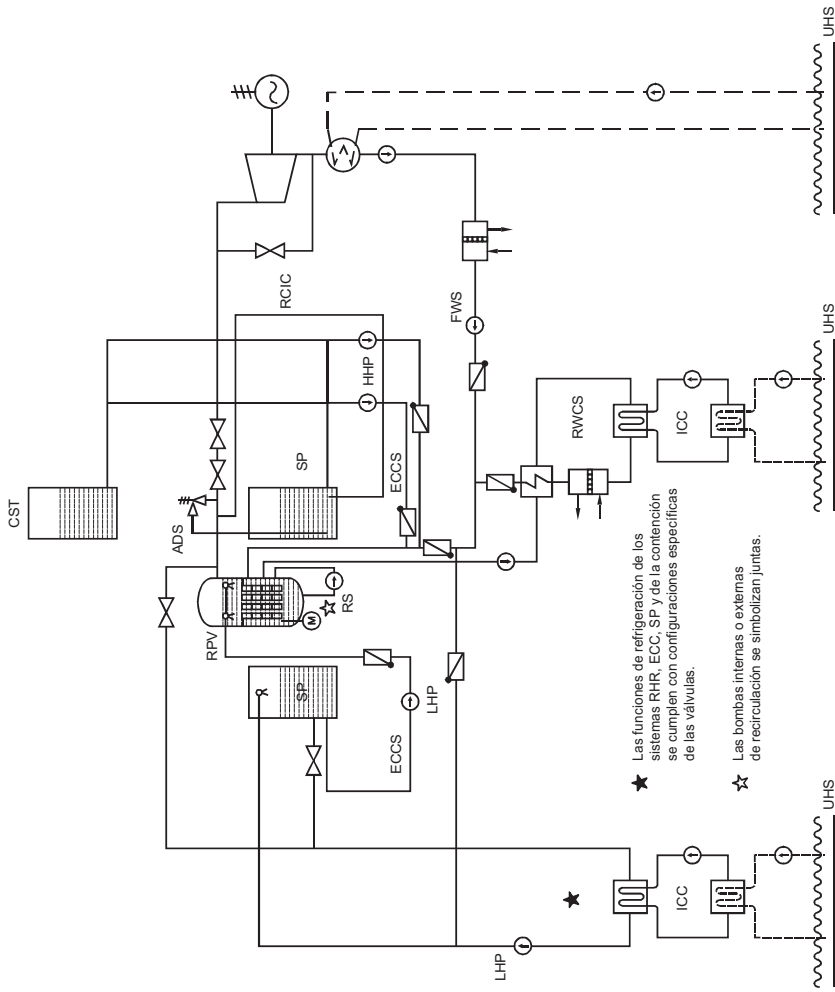


Fig. II-2. Sistema de refrigeración del reactor y sistemas asociados en un PWR.



- ★ Las funciones de refrigeración de los sistemas RHR, ECC, SP y de la contención se cumplen con configuraciones específicas de las válvulas.
- ★ Las bombas internas o externas de recirculación se simbolizan juntas.

Fig. II-3. Sistema de refrigeración del reactor y sistemas asociados en un BWR.

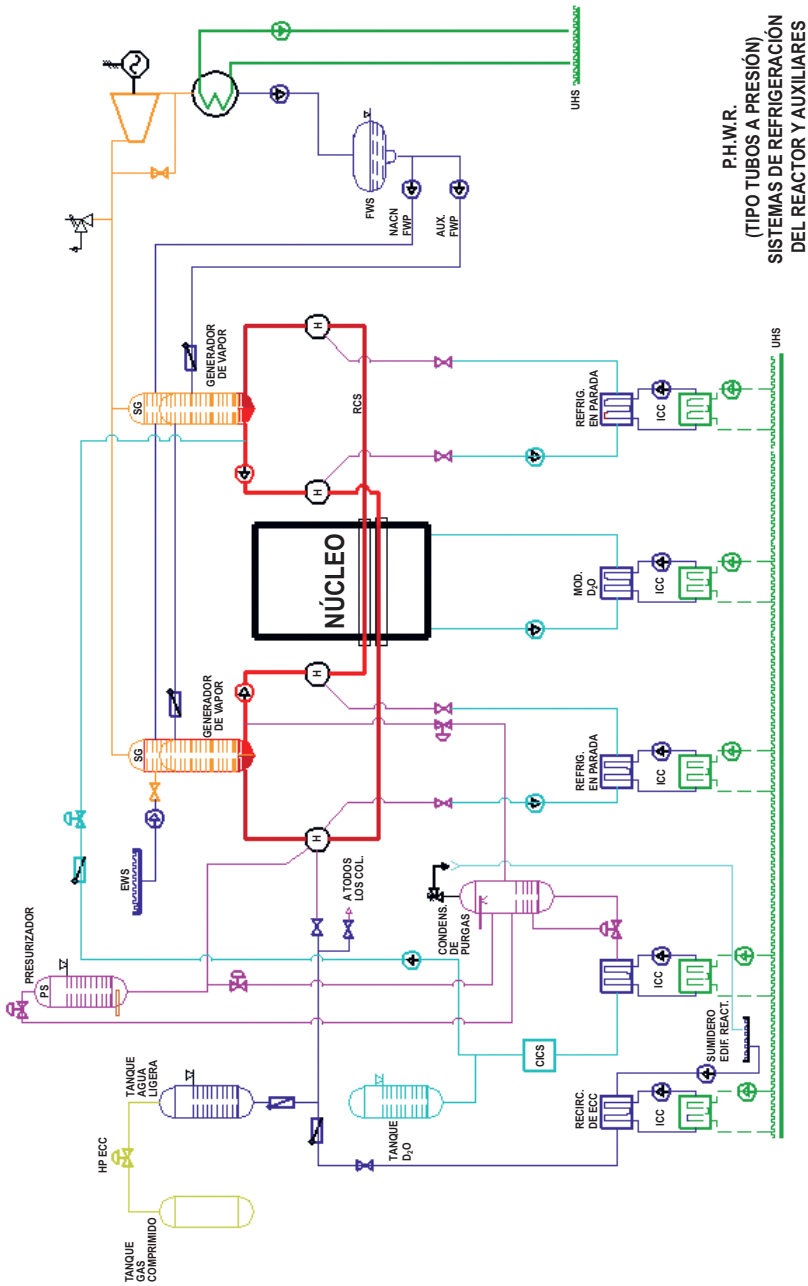


Fig. II-4. Sistema de refrigeración del reactor y sistemas asociados en un PHWR (tipo tubos a presión).

Anexo III

CLASIFICACIÓN SEGÚN LA SEGURIDAD Y DISPOSITIVOS DE INTERFAZ CLASIFICADOS COMO DE SEGURIDAD EN SISTEMAS DE FLUIDOS.

III-1. En este anexo se exponen como ejemplo principios de clasificación respecto a la seguridad (véase, en la Sección 3, Clasificación en función de la seguridad). El ejemplo mostrado comprende cuatro clases de seguridad. Estas cuatro clases se describen brevemente a continuación.

DEFINICIÓN DE LAS CLASES DE SEGURIDAD

III-2. La clase 1 comprende las funciones de seguridad necesarias para, en caso de que no actúen debidamente los sistemas de seguridad, evitar la emisión al medio ambiente de una fracción sustancial del contenido de productos de fisión del núcleo.

III-3. La clase 2 comprende las funciones de seguridad necesarias para mitigar las consecuencias de un accidente que, en otro caso, originaría la emisión al medio ambiente de una fracción sustancial del contenido de productos de fisión del núcleo. Solo es necesario considerar las consecuencias del fallo de estas funciones de seguridad de clase 2 después del fallo inicial de otra función de seguridad.

III-4. La clase 2 incluye también las funciones de seguridad necesarias para evitar que un incidente operacional previsto dé lugar a condiciones de accidente, excepto aquellas que desempeñan una función de apoyo a otra función de seguridad, a saber las siguientes:

- Transferir calor de otros sistemas de seguridad al sumidero final de calor;
- Asegurar la disponibilidad de los servicios necesarios (p. ej. suministro de energía eléctrica, aire comprimido y energía hidráulica, lubricación) como función de apoyo a un sistema de seguridad;
- Mantener el control de las condiciones ambientales dentro de la central nuclear para garantizar el funcionamiento de los sistemas de seguridad.

III-5. La clase 2 incluye también otras funciones cuyo fallo podría originar consecuencias importantes, y que serían muy probablemente necesarias llegado el caso, por ejemplo la eliminación de calor residual del reactor.

III-6. La clase 3 comprende las funciones de seguridad que apoyan las funciones de las clases 1 y 2.

III-7. La clase 3 incluye también las funciones de seguridad necesarias para evitar que la exposición de la población o del personal de la central a la radiación, a causa de fuentes exteriores al SRR, exceda los límites aplicables, así como las funciones asociadas al control de la reactividad durante un plazo más largo que las funciones de control de reactividad de las clases 1 y 2. La clase 3 incluye, además, las funciones relacionadas con el mantenimiento de la subcriticidad del combustible almacenado fuera del SRR y la eliminación del calor de desintegración del combustible irradiado almacenado fuera del SRR.

III-8. La clase 4 de seguridad comprende las funciones de seguridad no incluidas en las clases 1, 2 o 3.

III-9. Según lo indicado anteriormente, la clasificación con arreglo a la seguridad conduce a un conjunto de recomendaciones sobre el tipo de diseño (incluidas recomendaciones sobre el diseño mecánico, calidad, fabricación e inspección). En lo que respecta a la clase 4, las recomendaciones de diseño han de ser coherentes con los códigos y normas usuales aplicables a las centrales no nucleares. Respecto de las clases superiores, esas recomendaciones serán progresivamente más restrictivas y exigentes.

CLASIFICACIÓN SEGÚN LA SEGURIDAD

III-10. La clase 1 de seguridad incluye todos los componentes que forman la barrera de presión del SRR,¹ excepto aquellos cuyo fallo pueda ocasionar una pérdida de refrigerante del reactor que no exceda la capacidad normal de funcionamiento de los sistemas de control de volumen de refrigerante, de forma que sea posible mantener volumen suficiente para llevar a cabo una parada y enfriamiento ordenados.

¹ La barrera de presión del SRR está constituida por los componentes cuyo fallo podría ocasionar una pérdida de refrigerante del núcleo del reactor y que no pueden ser aislados del núcleo mediante una interfaz apropiada.

III-11. La clase 2 de seguridad comprende los componentes que forman parte de la barrera de presión y no son de la clase 1. La clase 2 de seguridad incluye, además, los componentes necesarios para cumplir las siguientes funciones de seguridad:

- Mantener un volumen de refrigerante del reactor suficiente para refrigerar el núcleo durante y después de accidentes base de diseño que no impliquen el fallo de la barrera de presión del SRR (en los BWR, esto se aplica únicamente a las partes apropiadas de los sistemas de vapor y de agua de alimentación);
- Eliminar calor del núcleo² después de un fallo de la barrera de presión del SRR para limitar el daño al combustible;
- Eliminar el calor residual en estados operacionales y en condiciones de accidente base de diseño, con la barrera de presión del SRR intacta.

III-12. La clase 3 de seguridad incluye los componentes necesarios para cumplir las siguientes funciones:

- Evitar transitorios de reactividad inaceptables;
- Mantener el reactor en condiciones de parada segura, después de todas las maniobras de parada;
- Mantener un volumen de refrigerante del reactor suficiente para refrigerar el núcleo en todos los estados operacionales y después;
- Transferir calor de otros sistemas de seguridad al sumidero final de calor;
- Asegurar la disponibilidad de los servicios necesarios (p. ej. suministro de energía eléctrica, aire comprimido y energía hidráulica, lubricación) como función de apoyo a un sistema de seguridad.

DISPOSITIVOS DE INTERFAZ CLASIFICADOS COMO DE SEGURIDAD

III-13. Elementos típicos de interfaz son:

- *Barreras pasivas (como los tubos de los cambiadores de calor)*. Debería determinarse la idoneidad de estos tubos como barrera única, y tomar

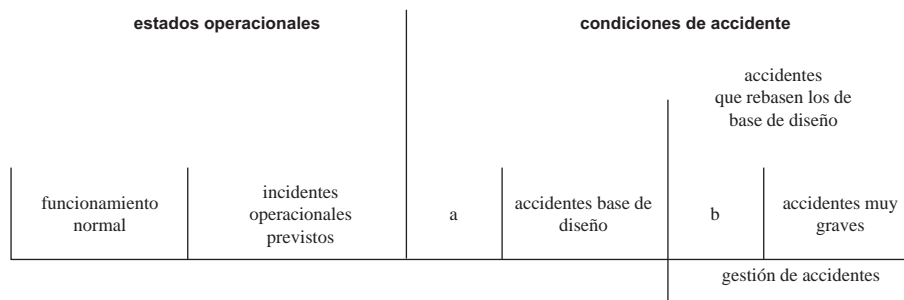
² Esta función de seguridad se refiere a la primera etapa de la actuación del (de los) sistema(s) de eliminación de calor. La(s) etapa(s) restante(s) está(n) incluida(s) en otra función, concretamente la transferencia de calor desde otros sistemas de seguridad al sumidero final de calor.

medidas adicionales, de ser necesario, para los tubos de cambiadores de calor que tengan la posibilidad de sufrir cargas de choque en condiciones de accidente, o en el caso de que se postulen fallos de tubos como fallo único de un componente pasivo.

- *Válvulas de accionamiento remoto.* Los tiempos de cierre de válvulas que estén normalmente abiertas y se consideren barreras clasificadas como de seguridad, deberían ser tales que se mantenga la función de seguridad de los componentes comprendidos en la clase de seguridad superior. Los tiempos de cierre de esas válvulas, por ejemplo las pertenecientes a los conductos de vapor y de agua de alimentación, deberían especificarse en el diseño.
- *Válvulas de accionamiento manual.* Deberían establecerse procedimientos administrativos específicos para garantizar el funcionamiento correcto de las válvulas accionadas manualmente. Debería demostrarse, además, que existe un medio de detectar si alguna de ellas se ha dejado involuntariamente en situación incorrecta, y determinar si hay tiempo para restablecer la situación correcta antes de que se produzcan consecuencias inaceptables.
- *Dispositivos pasivos de limitación de caudal.* Un ejemplo de tal interfaz es el orificio de descarga del SRR en los PWR, que restringe el caudal del refrigerante proveniente del SRR a un valor que garantice que tal descarga se mantenga dentro de los límites de la capacidad normal de aportación de refrigerante primario.
- *Dispositivos activos de limitación de caudal.* Ejemplos de esta interfaz son las válvulas de descarga del SRR, que restringen el caudal del refrigerante proveniente del SRR a un valor que garantice que tal descarga se mantenga dentro de los límites de la capacidad normal de aporte al refrigerante primario.

GLOSARIO

estados de la central



- Condiciones de accidente que no se consideran explícitamente como accidentes base de diseño pero que están incluidas en ellos.
- Accidentes que sobrepasan los de base de diseño pero que no provocan una degradación importante del núcleo.

accidente base de diseño. Condiciones de accidente en previsión de las cuales se diseña una instalación con arreglo a criterios de diseño establecidos y en relación con las cuales el deterioro del combustible y la emisión de materiales radiactivos se mantienen dentro de límites autorizados.

accidente muy grave. Condiciones de accidente más graves que las de un accidente base de diseño y que ocasionan una degradación importante del núcleo.

condiciones de accidente. Alteraciones del funcionamiento normal más graves que los incidentes operacionales previstos, incluidos los accidentes base de diseño y los accidentes muy graves

estados operacionales. Estados tal como se definen en condiciones de funcionamiento normal y de incidentes operacionales previstos.

funcionamiento normal. Funcionamiento dentro de los límites y condiciones operacionales especificados.

gestión de accidentes. Adopción de una serie de medidas durante la evolución de un accidente que sobrepasa al de base de diseño:

- para impedir que el suceso se convierta en un accidente muy grave;
- para mitigar las consecuencias de un accidente muy grave;
- para conseguir un estado seguro y estable a largo plazo.

incidente operacional previsto. Proceso operacional que se aparta del funcionamiento normal y que se prevé que puede ocurrir al menos una vez durante la vida operacional de una instalación pero que, habida cuenta de las disposiciones apropiadas previstas en el diseño, no ocasiona daños significativos a los elementos importantes para la seguridad tecnológica ni origina condiciones de accidente

fallo único. Fallo que se traduce en la pérdida de capacidad de un sistema o componente para desempeñar las funciones de seguridad tecnológica que le corresponden, y cualquier otro fallo que se produzca como consecuencia

función de seguridad. Objetivo específico que debe lograrse con fines de seguridad.

sistema de protección. Sistema que vigila el funcionamiento de un reactor y que, al detectar una situación anormal, inicia automáticamente acciones para evitar una situación de inseguridad o de posible inseguridad.

sistema de seguridad. Sistema importante para la seguridad establecido para lograr la parada del reactor en condiciones de seguridad o la eliminación del calor residual del núcleo, o para limitar las consecuencias de los incidentes operacionales previstos y de los accidentes base de diseño.

sumidero final de calor Medio al que se puede siempre transferir el calor residual, incluso si todos los demás medios de extraer el calor se han perdido o son insuficientes.

COLABORADORES PARA LA REALIZACIÓN DEL BORRADOR Y DE LA REVISIÓN

Benedetti, C.	Consultor (Francia)
Eltawila, F.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Inagaki, T.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Mertins, M.	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GmbH (Alemania)
Nuzzo, F.	Atomic Energy of Canada Ltd. (Canadá)
Pedersen, T.	ABB Atom AB (Suecia)
Tezuka, H.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Vidard, M.	Electricité de France/SEPTEN (Francia)
Zama, T.	Compañía de Energía Eléctrica de Tokio (Japón)

ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD

Los miembros corresponsales se indican con un asterisco (). Estos miembros reciben borradores para formular comentarios, así como otra documentación pero, generalmente, no participan en las reuniones.*

Comisión sobre Normas de Seguridad

Alemania: Renneberg, W.; Argentina: Oliveira, A.; Brasil: Caubit de Silva, A.; Canadá: Pereira, J. K.; Corea, República de: Eun, S.; España: Azuara, J. A.; Santoma, L.; Estados Unidos de América: Travers, W. D.; Federación de Rusia: Malyshev, A. B.; Vishnevskiy, Y. G.; Francia: Gauvain, J.; Lacoste, A.-C.; India: Sukhatme, S. P.; Japón: Tobioka, T.; Suda, N.; Reino Unido: Hall, A.; Williams, L. G. (Presidente); Suecia: Holm, L.-E.; Suiza: Schmocker, U.; Ucrania: Gryschenko, V.; Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE: Shimomura, K.; Comisión Internacional de Protección Radiológica: Clarke, R. H.; OIEA: Karbassioun, A. (Coordinador).

Comité sobre Normas de Seguridad Nuclear

*Alemania: Feige, G.; Argentina: Sajaroff, P.; Australia: MacNab, D.; *Belarús: Sudakou, I.; Bélgica: Govaerts, P.; Brasil: Salati de Almeida, I. P.; Bulgaria: Gantchev, T.; Canadá: Hawley, P.; China: Wang, J.; Corea, República de: Lee, J.-I.; *Egipto: Hassib, G.; España: Mellado, I.; Estados Unidos de América: Mayfield, M. E.; Federación de Rusia: Baklushin, R. P.; Finlandia: Reiman, L. (Presidente); Francia: Saint Raymond, P.; Hungría: Vöröss, L.; India: Kushwaha, H. S.; Irlanda: Hone, C.; Israel: Hirshfeld, H.; Japón: Yamamoto, T.; Lituania: Demcenko, M.; *México: Delgado Guardado, J. L.; Países Bajos: de Munk, P.; *Pakistán: Hashimi, J. A.; *Perú: Ramírez Quijada, R.; Reino Unido: Hall, A.; República Checa: Böhm, K.; Sudáfrica: Bester, P. J.; Suecia: Jende, E.; Suiza: Aeberli, W.; *Tailandia: Tanipanichskul, P.; Turquía: Alten, S.; Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE: Hrehor, M.; Comisión Europea: Schwartz, J.-C.; OIEA: Bevington, L. (Coordinador); Organización Internacional de Normalización: Nigon, J. L.*

Comité sobre Normas de Seguridad Radiológica

Alemania: Landfermann, H.; *Argentina*: Rojkind, R. H. A.; *Australia*: Melbourne, A.; **Belarús*: Rydlevski, L.; *Bélgica*: Smeesters, P.; *Brasil*: Amaral, E.; *Canadá*: Bundy, K.; *China*: Yang, H.; *Corea, República de*: Kim, C. W.; *Cuba*: Betancourt Hernández, A.; *Dinamarca*: Ulbak, K.; **Egipto*: Hanna, M.; *Eslovaquia*: Jurina, V.; *España*: Amor, I.; *Estados Unidos de América*: Paperiello, C.; *Federación de Rusia*: Kutkov, V.; *Finlandia*: Markkanen, M.; *Francia*: Piechowski, J.; *Hungría*: Koblinger, L.; *India*: Sharma, D. N.; *Irlanda*: Colgan, T.; *Israel*: Laichter, Y.; *Italia*: Sgrilli, E.; *Japón*: Yamaguchi, J.; **Madagascar*: Andriambololona, R.; **México*: Delgado Guardado, J. L.; *Noruega*: Saxebol, G.; **Países Bajos*: Zuur, C.; **Perú*: Medina Gironzini, E.; *Polonia*: Merta, A.; *Reino Unido*: Robinson, I. (Presidente); *República Checa*: Drabova, D.; *Sudáfrica*: Olivier, J. H. I.; *Suecia*: Hofvander, P.; Moberg, L.; *Suiza*: Pfeiffer, H. J.; **Tailandia*: Pongpat, P.; *Turquía*: Uslu, I.; *Ucrania*: Likhtarev, I. A.; *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE*: Lazo, T.; *Asociación Internacional de Protección Radiológica*: Webb, G.; *Comisión Europea*: Janssens, A.; *Comisión Internacional de Protección Radiológica*: Valentin, J.; *Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas*: Gentner, N.; *Oficina Internacional del Trabajo*: Niu, S.; *OIEA*: Boal, T. (Coordinador); *Organización Internacional de Normalización*: Perrin, M.; *Organización Mundial de la Salud*: Carr, Z.; *Organización Panamericana de la Salud*: Jiménez, P.

Comité sobre Normas de Seguridad en el Transporte

Alemania: Rein, H.; *Argentina*: López Vietri, J.; *Australia*: Colgan, P.; **Belarús*: Zaitsev, S.; *Bélgica*: Cottens, E.; *Brasil*: Mezrahi, A.; *Bulgaria*: Bakalova, A.; *Canadá*: Viglasky, T.; *China*: Pu, Y.; *Corea, República de*: Kwon, S.-G.; **Dinamarca*: Hannibal, L.; *Egipto*: El-Shinawy, R. M. K.; *España*: Zamora Martín, F.; *Estados Unidos de América*: Brach, W. E.; McGuire, R.; *Federación de Rusia*: Ershov, V. N.; *Francia*: Aguilar, J.; *Hungría*: Sáfár J.; *India*: Nandakumar, A. N.; *Irlanda*: Duffy, J.; *Israel*: Koch, J.; *Italia*: Trivelloni, S.; *Japón*: Saito, T.; *Noruega*: Hornkjøl, S.; *Países Bajos*: Van Halem, H.; **Perú*: Regalado Campaña, S.; *Reino Unido*: Young, C. N. (Presidente); *Rumania*: Vieru, G.; *Sudáfrica*: Jutle, K.; *Suecia*: Pettersson, B. G.; *Suiza*: Knecht, B.; **Tailandia*: Jerachanchai, S.; *Turquía*: Köksal, M. E.; *Asociación de Transporte Aéreo Internacional*: Abouchaar, J.; *Comisión Económica de las Naciones Unidas para Europa*: Kervella, O.; *Comisión Europea*: Rossi, L.; *Instituto Mundial de Transporte Nuclear*: Lesage, M.; *International Federation of Air Line Pilots'*

Associations: Tisdall, A.; *OIEA*: Wangler, M. E. (Coordinador); *Organización de Aviación Civil Internacional*: Rooney, K.; *Organización Internacional de Normalización*: Malesys, P.; *Organización Marítima Internacional*: Rahim, I.

Comité sobre Normas de Seguridad de los Desechos

Alemania: von Dobschütz, P; *Argentina*: Siraky, G; *Australia*: Williams, G; **Belarús*: Rozdyalovskaya, L.; *Bélgica*: Baekelandt, L. (Presidente); *Brasil*: Xavier, A.; **Bulgaria*: Simeonov, G; *Canadá*: Ferch, R.; *China*: Fan, Z.; *Corea, República de*: Song, W.; *Cuba*: Benítez, J.; **Dinamarca*: Øhlenschlaeger, M.; **Egipto*: Al Adham, K.; Al Sorogi, M.; *Eslovaquia*: Konecny, L.; *España*: López de la Higuera, J.; Ruiz López, C.; *Estados Unidos de América*: Greeves, J.; Wallo, A.; *Federación de Rusia*: Poluektov, P. P.; *Finlandia*: Ruokola, E.; *Francia*: Averous, J.; *Hungría*: Czoch, I.; *India*: Raj, K.; *Irlanda*: Pollard, D.; *Israel*: Avraham, D.; *Italia*: Dionisi, M.; *Japón*: Irie, K.; **Madagascar*: Andriambololona, R.; *México*: Aguirre Gómez, J.; Delgado Guardado, J.; **Noruega*: Sorlie, A.; *Países Bajos*: Selling, H.; *Pakistán*: Hussain, M.; **Perú*: Gutiérrez, M.; *Reino Unido*: Wilson, C.; *Sudáfrica*: Pather, T.; *Suecia*: Wingefors, S.; *Suiza*: Zurkinden, A.; **Tailandia*: Wangcharoenroong, B.; *Turquía*: Osmanlioglu, A.; *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE*: Riotte, H.; *Comisión Europea*: Taylor, D.; *Comisión Internacional de Protección Radiológica*: Valentin, J.; *OIEA*: Hioki, K. (Coordinador); *Organización Internacional de Normalización*: Hutson, G.



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 22

Lugares donde se pueden encargar publicaciones del OIEA

En los siguientes países se pueden adquirir publicaciones del OIEA de los proveedores que figuran a continuación, o en las principales librerías locales. El pago se puede efectuar en moneda local o con bonos de la UNESCO.

ALEMANIA

UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Am Hofgarten 10, D-53113 Bonn
Teléfono: + 49 228 94 90 20 • Fax: +49 228 94 90 20 ó +49 228 94 90 222
Correo-e: bestellung@uno-verlag.de • Sitio web: <http://www.uno-verlag.de>

AUSTRALIA

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132
Teléfono: +61 3 9210 7777 • Fax: +61 3 9210 7788
Correo-e: service@dadirect.com.au • Sitio web: <http://www.dadirect.com.au>

BÉLGICA

Jean de Lannoy, avenue du Roi 202, B-1190 Bruselas
Teléfono: +32 2 538 43 08 • Fax: +32 2 538 08 41
Correo-e: jean.de.lannoy@infoboard.be • Sitio web: <http://www.jean-de-lannoy.be>

CANADÁ

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4346, EE.UU.
Teléfono: 1-800-865-3457 • Fax: 1-800-865-3450
Correo-e: customercare@bernan.com • Sitio web: <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 1-5369 Canotek Rd., Ottawa, Ontario, K1J 9J3
Teléfono: +613 745 2665 • Fax: +613 745 7660
Correo-e: order.dept@renoufbooks.com • Sitio web: <http://www.renoufbooks.com>

CHINA

Publicaciones del OIEA en chino: China Nuclear Energy Industry Corporation, Sección de Traducción
P.O. Box 2103, Beijing

ESLOVENIA

Cankarjeva Založba d.d., Kopitarjeva 2, SI-1512 Ljubljana
Teléfono: +386 1 432 31 44 • Fax: +386 1 230 14 35
Correo-e: import.books@cankarjeva-z.si • Sitio web: <http://www.cankarjeva-z.si/uvoz>

ESPAÑA

Díaz de Santos, S.A., c/ Juan Bravo, 3A, E-28006 Madrid
Teléfono: +34 91 781 94 80 • Fax: +34 91 575 55 63
Correo-e: compras@diazdesantos.es, carmela@diazdesantos.es, barcelona@diazdesantos.es, julio@diazdesantos.es
Sitio web: <http://www.diazdesantos.es>

ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd., Suite 200, Lanham, MD 20706-4346, EE.UU.
Teléfono: 1-800-865-3457 • Fax: 1-800-865-3450
Correo-e: customercare@bernan.com • Sitio web: <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 812 Proctor Ave., Ogdensburg, NY, 13669, EE.UU.
Teléfono: +888 551 7470 (gratuito) • Fax: +888 568 8546 (gratuito)
Correo-e: order.dept@renoufbooks.com • Sitio web: <http://www.renoufbooks.com>

FINLANDIA

Akateeminen Kirjakauppa, P.O. BOX 128 (Keskuskatu 1), FIN-00101 Helsinki
Teléfono: +358 9 121 41 • Fax: +358 9 121 4450
Correo-e: akatilaus@akateeminen.com • Sitio web: <http://www.akateeminen.com>

FRANCIA

Form-Edit, 5, rue Janssen, P.O. Box 25, F-75921 Paris Cedex 19
Teléfono: +33 1 42 01 49 49 • Fax: +33 1 42 01 90 90
Correo-e: formedit@formedit.fr • Sitio web: <http://www.formedit.fr>

Lavoisier SAS, 145 rue de Provigny, 94236 Cachan Cedex
Teléfono: + 33 1 47 40 67 02 • Fax +33 1 47 40 67 02
Correo-e: romuald.verrier@lavoisier.fr • Sitio web: <http://www.lavoisier.fr>

HUNGRÍA

Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, H-1656 Budapest
Teléfono: +36 1 257 7777 • Fax: +36 1 257 7472 • Correo-e: books@librotrade.hu

INDIA

Allied Publishers Group, 1st Floor, Dubash House, 15, J. N. Heredia Marg, Ballard Estate, Mumbai 400 001
Teléfono: +91 22 22617926/27 • Fax: +91 22 22617928
Correo-e: alliedpl@vsnl.com • Sitio web: <http://www.alliedpublishers.com>

Bookwell, 2/72, Nirankari Colony, Delhi 110009
Teléfono: +91 11 23268786, +91 11 23257264 • Fax: +91 11 23281315
Correo-e: bookwell@vsnl.net

ITALIA

Libreria Scientifica Dott. Lucio di Biasio "AEIOU", Via Coronelli 6, I-20146 Milán
Teléfono: +39 02 48 95 45 52 ó 48 95 45 62 • Fax: +39 02 48 95 45 48
Correo-e: info@libreriaaeiou.eu • Sitio web: www.libreriaaeiou.eu

JAPÓN

Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Teléfono: +81 3 3275 8582 • Fax: +81 3 3275 9072
Correo-e: journal@maruzen.co.jp • Sitio web: <http://www.maruzen.co.jp>

NACIONES UNIDAS

Dept. I004, Room DC2-0853, First Avenue at 46th Street, Nueva York, N.Y. 10017, EE.UU.
Teléfono (Naciones Unidas): +800 253-9646 ó +212 963-8302 • Fax: +212 963 -3489
Correo-e: publications@un.org • Sitio web: <http://www.un.org>

NUEVA ZELANDIA

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132, Australia
Teléfono: +61 3 9210 7777 • Fax: +61 3 9210 7788
Correo-e: service@dadirect.com.au • Sitio web: <http://www.dadirect.com.au>

PAÍSES BAJOS

De Lindeboom Internationale Publicaties B.V., M.A. de Ruyterstraat 20A, NL-7482 BZ Haaksbergen
Teléfono: +31 (0) 53 5740004 • Fax: +31 (0) 53 5729296
Correo-e: books@delindeboom.com • Sitio web: <http://www.delindeboom.com>

Martinus Nijhoff International, Koraalrood 50, P.O. Box 1853, 2700 CZ Zoetermeer
Teléfono: +31 793 684 400 • Fax: +31 793 615 698
Correo-e: info@nijhoff.nl • Sitio web: <http://www.nijhoff.nl>

Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, 2160 SZ Lisse
Teléfono: +31 252 435 111 • Fax: +31 252 415 888
Correo-e: infoho@swets.nl • Sitio web: <http://www.swets.nl>

REINO UNIDO

The Stationery Office Ltd, International Sales Agency, P.O. Box 29, Norwich, NR3 1 GN
Teléfono (pedidos) +44 870 600 5552 • (información): +44 207 873 8372 • Fax: +44 207 873 8203
Correo-e (pedidos): book.orders@tso.co.uk • (información): book.enquiries@tso.co.uk • Sitio web: <http://www.tso.co.uk>

Pedidos en línea

DELTA Int. Book Wholesalers Ltd., 39 Alexandra Road, Addlestone, Surrey, KT15 2PQ
Correo-e: info@profbooks.com • Sitio web: <http://www.profbooks.com>

Libros relacionados con el medio ambiente

Earthprint Ltd., P.O. Box 119, Stevenage SG1 4TP
Teléfono: +44 1438748111 • Fax: +44 1438748844
Correo-e: orders@earthprint.com • Sitio web: <http://www.earthprint.com>

REPÚBLICA CHECA

Suweco CZ, S.R.O., Klecakova 347, 180 21 Praga 9
Teléfono: +420 26603 5364 • Fax: +420 28482 1646
Correo-e: nakup@suweco.cz • Sitio web: <http://www.suweco.cz>

REPÚBLICA DE COREA

KINS Inc., Information Business Dept. Samho Bldg. 2nd Floor, 275-1 Yang Jae-dong SeoCho-G, Seúl 137-130
Teléfono: +02 589 1740 • Fax: +02 589 1746 • Sitio web: <http://www.kins.re.kr>

Los pedidos y las solicitudes de información también se pueden dirigir directamente a:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta, Organismo Internacional de Energía Atómica

Centro Internacional de Viena, P.O. Box 100, 1400 Viena, Austria
Teléfono: +43 1 2600 22529 (ó 22530) • Fax: +43 1 2600 29302
Correo-e: sales.publications@iaea.org • Sitio web: <http://www.iaea.org/books>

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA
ISBN 978-92-0-306910-6
ISSN 1020-5837