

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

# Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

## Seguridad de los reactores de investigación

Requisitos de seguridad

Nº NS-R-4



**IAEA**

Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## 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](mailto: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**.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

SEGURIDAD DE LOS  
REACTORES DE INVESTIGACIÓN

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

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	
	NÉPAL	

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”.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE  
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° NS-R-4

SEGURIDAD DE LOS  
REACTORES DE INVESTIGACIÓN  
REQUISITOS DE SEGURIDAD

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA, 2010

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## 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](mailto:sales.publications@iaea.org)  
<http://www.iaea.org/books>

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

SEGURIDAD DE LOS  
REACTORES DE INVESTIGACIÓN  
OIEA, VIENA, 2010  
STI/PUB/1220  
ISBN 978-92-0-310910-9  
ISSN 1020-5837

## PRÓLOGO

El Organismo está autorizado por su Estatuto a establecer normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad — normas que el OIEA debe utilizar en sus propias operaciones, y que un Estado puede aplicar mediante sus disposiciones de reglamentación de la seguridad nuclear y radiológica. Ese amplio conjunto de normas de seguridad revisadas periódicamente, junta a la asistencia del OIEA para su aplicación, se ha convertido en elemento clave de un régimen de seguridad mundial.

A mediados del decenio de 1990 se inició una importante reorganización del programa de normas de seguridad del OIEA, modificándose la estructura del comité de supervisión y adoptándose un enfoque sistemático para la actualización de todo el conjunto de normas. Las nuevas normas son de gran calidad y reflejan las mejores prácticas utilizadas en los Estados Miembros. Con la asistencia del Comité sobre normas de seguridad, el OIEA está llevando a cabo actividades para promover la aceptación y el uso a escala mundial de sus normas de seguridad.

Sin embargo, las normas de seguridad solo pueden ser eficaces si se aplican correctamente en la práctica. Los servicios de seguridad de OIEA —que van desde la seguridad técnica, la seguridad operacional y la seguridad radiológica, del transporte y de los desechos hasta cuestiones de reglamentación y de cultura de la seguridad en las organizaciones— prestan asistencia a los Estados Miembros en la aplicación de las normas y la evaluación de su eficacia. Estos servicios de seguridad permiten compartir valiosos conocimientos, por lo se exhorta a todos los Estados Miembros a que hagan uso de ellos.

La reglamentación de la seguridad nuclear y radiológica es una responsabilidad nacional, siendo numerosos los Estados Miembros que han decidido adoptar las normas de seguridad de OIEA para incorporarlas en sus reglamentos nacionales. Para las Partes Contratantes en las diversas convenciones internacionales sobre seguridad, las normas del OIEA son un medio coherente y fiable de asegurar el eficaz cumplimiento de las obligaciones contraídas en virtud de las convenciones. Los encargados del diseño, los fabricantes y los explotadores de todo el mundo también aplican las normas para mejorar la seguridad nuclear y radiológica en la generación de electricidad, la medicina, la industria, la agricultura, la investigación y la educación.

El OIEA asigna gran importancia al permanente problema que significa para los usuarios y los reguladores en general garantizar un elevado nivel de seguridad en la utilización de los materiales nucleares y las fuentes de radiación en todo el mundo. Su continua utilización en beneficio de la humanidad debe gestionarse de manera segura, objetivo a cuyo logro contribuyen las normas de seguridad del OIEA.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.



La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

### NORMAS INTERNACIONALES Y SEGURIDAD

Si bien la seguridad es una responsabilidad nacional, las normas y enfoques internacionales relativos a la seguridad fomentan la coherencia, contribuyen a dar garantías de que las tecnologías nucleares y relacionadas con las radiaciones se utilizan en condiciones de seguridad, y facilitan la cooperación técnica y el comercio internacionales.

Las normas también ayudan a los Estados a cumplir sus obligaciones internacionales. Una obligación internacional general es que un Estado no debe llevar a cabo actividades que ocasionen daños a otro Estado. En los convenios internacionales relativos a la seguridad se exponen obligaciones más específicas para los Estados Contratantes. Las normas de seguridad del OIEA, acordadas internacionalmente, constituyen la base para que los Estados demuestren que cumplen esas obligaciones.

### LAS NORMAS DEL OIEA

Las normas de seguridad del OIEA se basan en el Estatuto del OIEA, que autoriza al Organismo a establecer normas de seguridad para instalaciones y actividades nucleares y relacionadas con las radiaciones y proveer a su aplicación.

Las normas de seguridad reflejan un consenso internacional con respecto a lo que constituye un alto nivel de seguridad para proteger a la población y el medio ambiente.

Las normas se publican en la Colección de Normas de Seguridad del OIEA, que comprende tres categorías:

#### **Nociones fundamentales de seguridad**

- Presentan los objetivos, conceptos y principios de protección y seguridad y constituyen la base de los requisitos de seguridad.

#### **Requisitos de seguridad**

- Establecen los requisitos que deben cumplirse para garantizar la protección de la población y el medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro. Estos requisitos, en cuya formulación se emplea generalmente la forma deberá(n) o expresiones como “habrá que”, “hay que”, “habrá de”, “se deberá” (en inglés “shall”), se rigen por los objetivos, conceptos y principios de las Nociones fundamentales de seguridad. Si no se cumplen, deben adoptarse medidas para alcanzar o restablecer el grado de seguridad requerido. Las publicaciones de Requisitos de seguridad están redactadas en forma de textos reglamentarios, lo cual permite su incorporación en leyes y reglamentos nacionales.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

### Guías de seguridad

- Ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las Guías de seguridad se emplea generalmente la forma debería(n) o expresiones como “conviene”, “se recomienda”, “es aconsejable” (en inglés “should”). Se recomienda adoptar las medidas señaladas u otras medidas equivalentes. Las Guías de seguridad contienen ejemplos de buenas prácticas internacionales y dan cuenta cada vez más de las mejores prácticas que existen para ayudar a los usuarios que se esfuerzan por alcanzar altos niveles de seguridad. Cada publicación de Requisitos de seguridad está complementada por varias Guías de seguridad, que se pueden utilizar en la elaboración de guías nacionales de reglamentación.

Las normas de seguridad del OIEA deben ser complementadas con normas industriales, y deben aplicarse en el marco de infraestructuras nacionales de reglamentación adecuadas para que sean plenamente eficaces. El OIEA produce una amplia gama de publicaciones técnicas que ayudan a los Estados a elaborar esas normas e infraestructuras nacionales.

### PRINCIPALES USUARIOS DE LAS NORMAS

Además de los órganos reguladores y departamentos, autoridades y organismos gubernamentales, las normas son utilizadas por las autoridades y organizaciones explotadoras de la industria nuclear; por organizaciones que se ocupan del diseño, la fabricación y la aplicación de las tecnologías nucleares y relacionadas con las radiaciones, incluidas las organizaciones encargadas del funcionamiento de diversos tipos de instalaciones; por usuarios y otras personas relacionadas con el empleo de las radiaciones y materiales radiactivos en la medicina, la industria, la agricultura, la investigación y la educación; y por ingenieros, científicos, técnicos y otros especialistas. Las normas son utilizadas por el propio OIEA en sus exámenes de la seguridad y en la elaboración de cursos de enseñanza y capacitación.

### EL PROCESO DE ELABORACIÓN DE LAS NORMAS

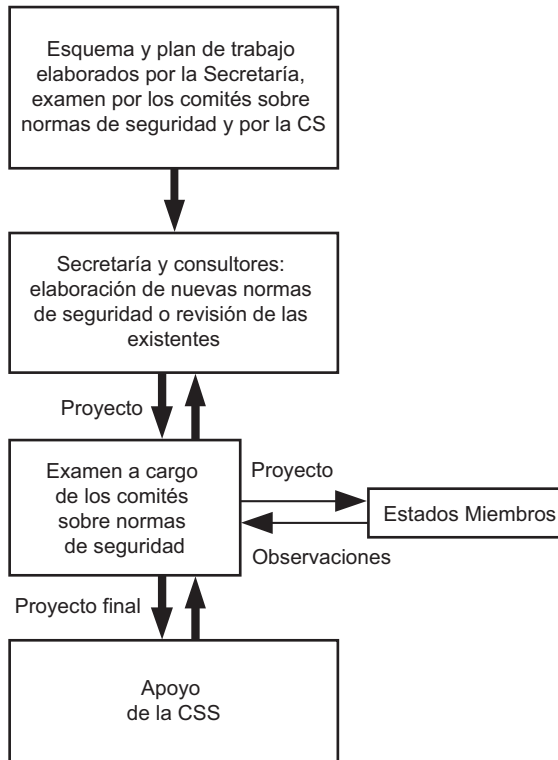
En la elaboración y examen de las normas de seguridad participan la Secretaría del OIEA y cuatro comités de normas de seguridad que se ocupan de la seguridad nuclear (NUSSC), la seguridad radiológica (RASSC), la seguridad de los desechos radiactivos (WASSC) y el transporte seguro de materiales radiactivos (TRANSSC), así como una Comisión sobre normas de seguridad (CSS) que supervisa el programa de normas de seguridad en su conjunto. Todos los Estados Miembros del OIEA pueden designar expertos para que participen en los comités de

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

normas y formulen observaciones sobre los proyectos de norma. Los miembros de la CSS son designados por el Director General y figuran entre ellos altos funcionarios gubernamentales encargados del establecimiento de normas nacionales.

En el caso de las Nociones fundamentales de seguridad y los Requisitos de seguridad, los proyectos aprobados por la Comisión se presentan a la Junta de Gobernadores del OIEA para que apruebe su publicación. Las Guías de seguridad se publican con la aprobación del Director General.

Por medio de este proceso, las normas llegan a representar una opinión consensuada de los Estados Miembros del OIEA. En la elaboración de las normas se tienen en cuenta las conclusiones del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) y las recomendaciones de órganos internacionales de expertos, en particular la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR). Algunas normas se elaboran en cooperación con otros órganos del sistema de las Naciones Unidas u otros organismos especializados, entre ellos la Organización de las Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación, la Organización Internacional del Trabajo, la



*Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente.*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, la Organización Panamericana de la Salud y la Organización Mundial de la Salud.

Las normas de seguridad se mantienen actualizadas: cinco años tras su publicación se examinan para determinar si es necesario hacer una revisión.

### APLICACIÓN Y ALCANCE DE LAS NORMAS

De conformidad con el Estatuto del OIEA, las normas de seguridad tienen carácter vinculante para el OIEA en relación con sus propias actividades, así como para los Estados en relación con las actividades para las que el OIEA les preste asistencia. Todo Estado que desee concertar un acuerdo con el OIEA relativo a cualquier forma de asistencia del Organismo debe cumplir los requisitos de las normas de seguridad correspondientes a las actividades que abarque el acuerdo.

Los convenios internacionales también contienen requisitos similares a los que figuran en las normas de seguridad, y tienen carácter preceptivo para las Partes Contratantes. Las Nociones fundamentales de seguridad se utilizaron como base para la elaboración de la Convención sobre Seguridad Nuclear y la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos. Los Requisitos de seguridad sobre preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear o radiológica son reflejo de las obligaciones de los Estados emanadas de la Convención sobre la pronta notificación de accidentes nucleares y la Convención sobre asistencia en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica.

Las normas de seguridad, incorporadas a las legislaciones y reglamentos nacionales y complementadas por convenios internacionales y requisitos nacionales detallados, constituyen la base para la protección de la población y el medio ambiente. No obstante, también existen aspectos especiales de la seguridad que deberán evaluarse caso por caso a escala nacional. Por ejemplo, muchas de las normas de seguridad, en particular las que tratan aspectos de planificación o diseño de la seguridad, se conciben con el fin de aplicarlas principalmente a nuevas instalaciones y actividades. Es posible que algunas instalaciones construidas conforme a normas anteriores no cumplan plenamente los requisitos y recomendaciones especificados en las normas de seguridad del OIEA. Corresponde a cada Estado decidir el modo en que deberán aplicarse las normas de seguridad a esas instalaciones.

### INTERPRETACIÓN DEL TEXTO

En las normas de seguridad se usa la expresión “deberá(n)” (en inglés “shall”) con referencia a requisitos, deberes y obligaciones determinados por consenso. Muchos de los requisitos no están dirigidos a una de las partes en particular, lo que

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

significa que incumbiría cumplirlos a la parte, o las partes, que corresponda. En la formulación de las recomendaciones se emplea la forma debería(n) o expresiones como “conviene”, “se recomienda”, “es aconsejable” (en inglés “should”), para indicar un consenso internacional en el sentido de que es necesario tomar las medidas recomendadas (u otras medidas equivalentes) para cumplir con los requisitos.

En la versión del texto en inglés, los términos relacionados con la seguridad se interpretarán como figuran en el Glosario sobre seguridad del OIEA (<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>); de otro modo, las palabras se utilizan con la ortografía y el significado que se les da en la versión más reciente del Concise Oxford Dictionary. En el caso de las Guías de seguridad, el texto en inglés es la versión autorizada.

En la Introducción que figura en la Sección 1 de cada publicación se hace una explicación de los antecedentes, el contexto, los objetivos, el ámbito y la estructura de cada una de las normas que forman parte de la Colección de Normas de Seguridad.

Toda información para la cual no exista un lugar adecuado dentro del texto principal (por ejemplo, información de carácter auxiliar o independiente del texto principal, se incluye a modo de apoyo a declaraciones que figuran en el texto principal, o para describir métodos de cálculo, procedimientos experimentales o límites y condiciones), y podrá presentarse en apéndices o anexos.

Los apéndices se consideran como parte integrante de una norma. La información que figura en un apéndice tiene el mismo valor que el texto principal y el OIEA asume su autoría. Los anexos y notas de pie de página correspondientes al texto principal sirven para proporcionar ejemplos prácticos o información o explicaciones adicionales. Un anexo no es parte integrante del texto principal. La información publicada por el OIEA en forma de anexos no es necesariamente de su autoría; la información que deba figurar en las normas y que corresponda a otros autores podrá presentarse en forma de anexos. Otro tipo de información en anexos podrá adaptarse y tomarse de otras fuentes, según convenga, de modo que sea de utilidad general para el lector.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN .....	1
	Antecedentes (1.1–1.3).....	1
	Objetivo (1.4–1.5) .....	2
	Alcance (1.6–1.14).....	2
	Estructura (1.15–1.24) .....	5
2.	OBJETIVOS, CONCEPTOS Y PRINCIPIOS DE SEGURIDAD ...	7
	Aspectos generales (2.1) .....	7
	Objetivos de seguridad (2.2–2.3) .....	7
	Conceptos y principios de seguridad (2.4).....	8
	Concepto de defensa en profundidad (2.5–2.7) .....	9
	Infraestructura legislativa y reglamentaria (2.8–2.10).....	11
	Gestión de la seguridad (2.11–2.14) .....	13
	Verificación de la seguridad (2.15–2.16).....	15
	Aspectos técnicos de la seguridad (2.17–2.24) .....	16
3.	SUPERVISIÓN REGLAMENTARIA .....	21
	Aspectos generales (3.1) .....	21
	Infraestructura jurídica (3.2) .....	21
	Órgano regulador (3.3).....	22
	Proceso de concesión de licencias (3.4–3.13) .....	22
	Inspección y aplicación coercitiva (3.14–3.16) .....	26
4.	GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD .....	26
	Responsabilidades de la entidad explotadora (4.1–4.4).....	26
	Garantía de calidad (4.5–4.13).....	28
	Verificación de la seguridad (4.14–4.16).....	30
5.	EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO .....	32
	Evaluación y selección iniciales del emplazamiento (5.1–5.4) .....	32
	Criterios generales aplicables a la evaluación del emplazamiento (5.5–5.17).....	34
	Sucesos meteorológicos extremos y poco frecuentes (5.18–5.20).....	36

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

Inundaciones (5.21–5.24) . . . . .	37
Riesgos geotécnicos (5.25–5.29) . . . . .	37
Peligros externos provocados por el ser humano (5.30–5.32) . . . . .	38
Requisitos específicos para la caracterización de la región considerada (5.33–5.39) . . . . .	39
Control de los riesgos (5.40) . . . . .	40
6. DISEÑO . . . . .	41
Principios del diseño (6.1–6.11) . . . . .	41
Requisitos generales del diseño (6.12–6.78) . . . . .	44
Requisitos específicos del diseño (6.79–6.171) . . . . .	60
7. EXPLOTACIÓN . . . . .	76
Disposiciones normativas (7.1–7.26) . . . . .	76
Capacitación, readiestramiento y cualificación (7.27–7.28) . . . . .	81
Límites y condiciones operacionales (7.29–7.41) . . . . .	82
Puesta en servicio (7.42–7.50) . . . . .	84
Procedimientos de explotación (7.51–7.55) . . . . .	86
Inspección, ensayo y mantenimiento periódicos (7.56–7.64) . . . . .	88
Gestión del núcleo y manipulación del combustible (7.65–7.70) . . . . .	89
Seguridad contra incendios (7.71) . . . . .	91
Preparación de planes de emergencia (7.72–7.78) . . . . .	91
Protección física (7.79–7.80) . . . . .	93
Registros e informes (7.81–7.84) . . . . .	94
Utilización y modificación del reactor (7.85–7.92) . . . . .	94
Protección radiológica (7.93–7.107) . . . . .	97
Evaluaciones de la seguridad y aspectos relacionados con el envejecimiento (7.108–7.110) . . . . .	100
Parada prolongada (7.111–7.112) . . . . .	101
8. CLAUSURA (8.1–8.8) . . . . .	102
APÉNDICE: SUCESOS INICIADORES POSTULADOS SELECCIONADOS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN . . . . .	105
REFERENCIAS . . . . .	109



La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

ANEXO I: FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN .....	111
ANEXO II: ASPECTOS OPERACIONALES DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN QUE MERECEN PARTICULAR ATENCIÓN .....	113
GLOSARIO .....	115
COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y EXAMEN .....	127
ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA .....	129

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## 1. INTRODUCCIÓN

### ANTECEDENTES

1.1. La presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad, elaborada en el marco del programa del OIEA sobre la seguridad de los reactores de investigación, es una revisión de dos normas de seguridad publicadas en la antigua Colección Seguridad del OIEA<sup>1</sup>. Su contenido sustituye y actualiza el de esas dos normas de seguridad.

1.2. Esta publicación de la serie de Requisitos de seguridad establece requisitos respecto de todas las esferas importantes de la seguridad de los reactores de investigación, con particular énfasis en los requisitos relacionados con el diseño y la explotación<sup>2</sup>. De conformidad con lo solicitado por los usuarios finales (principalmente de Estados Miembros con programas nucleoelectrónicos de poca envergadura) respecto de la necesidad de contar con una sola publicación independiente, también incluye requisitos sobre control reglamentario, gestión, verificación de la seguridad, garantía de calidad y evaluación de emplazamientos<sup>3</sup>.

1.3. Varios de los requisitos relativos a la seguridad de los reactores nucleares de investigación son los mismos o análogos a los relativos a los reactores nucleares de potencia. En vista de las importantes diferencias entre los reactores de

---

<sup>1</sup> ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Código sobre la seguridad de los reactores nucleares de investigación: Diseño, Colección Seguridad, N° 35-S1, OIEA, Viena (1993); Código sobre la seguridad de los reactores nucleares de investigación: Explotación, Colección Seguridad, N° 35-S2, OIEA, Viena (1993).

<sup>2</sup> Las esferas importantes de la seguridad de los reactores de investigación abarcan todas las actividades realizadas para lograr la finalidad para la cual se ha diseñado y construido, o modificado, el reactor nuclear de investigación. Estas actividades incluyen las de mantenimiento, ensayo e inspección, manipulación de combustible y manipulación de materiales radiactivos (incluida la producción de radioisótopos), la instalación, el ensayo y el funcionamiento de dispositivos experimentales, el uso de haces neutrónicos, actividades de investigación y desarrollo y la enseñanza y capacitación mediante sistemas de reactores de investigación, así como otras actividades conexas.

<sup>3</sup> Zona del emplazamiento es la zona geográfica que contiene una instalación autorizada, y dentro de la cual el personal directivo de la instalación autorizada puede iniciar directamente medidas de emergencia. Confín del emplazamiento es el confín del área del emplazamiento. Selección del emplazamiento (evaluación del emplazamiento) es el proceso de selección de un lugar idóneo para una instalación, que incluye una adecuada evaluación y la definición de las bases de diseño conexas.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

potencia y los de investigación y entre los distintos tipos de reactores de investigación<sup>4</sup>, esos requisitos deberán aplicarse en función de los peligros potenciales asociados al reactor, mediante la puesta en práctica de un enfoque escalonado (véanse los párrs. 1.11 a 1.14), garantizando así la seguridad en el diseño y la explotación de los reactores de investigación.

### OBJETIVO

1.4. El principal objetivo de la presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad es establecer los principios básicos de seguridad y de evaluación de la seguridad para todas las etapas de la vida útil de un reactor de investigación. Otro objetivo es establecer requisitos sobre los aspectos relacionados con el control reglamentario, la gestión de la seguridad, la evaluación de emplazamientos, el diseño, la explotación y la clausura.

1.5. Los requisitos técnicos y administrativos para la seguridad de los reactores de investigación se establecen con arreglo a estos objetivos. La presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad está destinada a las entidades que participan en las actividades de evaluación de emplazamientos, diseño, fabricación, construcción, explotación y clausura de reactores de investigación, así como a los órganos reguladores.

### ALCANCE

1.6. Los requisitos establecidos en la presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad son aplicables a la evaluación de emplazamientos, el diseño, la explotación y la clausura de reactores de investigación, incluidas las instalaciones que contienen conjuntos críticos, y deberán aplicarse también, en la medida de lo posible, a los reactores de investigación existentes. Las instalaciones que contienen conjuntos subcríticos no están sujetas a estos requisitos.

1.7. A los efectos de la presente publicación, por reactor de investigación se entiende un reactor nuclear utilizado principalmente para la generación y

---

<sup>4</sup> Reactor de investigación es un reactor nuclear utilizado principalmente para la generación y utilización del flujo neutrónico y la radiación ionizante con fines de investigación y de otro tipo. En el contexto de la presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad, el término reactor de investigación también comprende las instalaciones experimentales y los conjuntos críticos conexos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

utilización de radiaciones con fines de investigación y de otro tipo, tales como la producción de radioisótopos. Esta definición excluye los reactores nucleares utilizados para la producción de electricidad, la propulsión de buques, la desalación o la calefacción urbana. El término comprende el núcleo del reactor, los dispositivos experimentales<sup>5</sup> y todas las demás instalaciones relacionadas con el reactor o con sus dispositivos experimentales conexos ubicadas en el emplazamiento del reactor. Como se menciona en el párr. 1.9, puede que en algunos casos se requieran otras medidas de seguridad.

1.8. Los requisitos establecidos en la presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad constituyen la base de la seguridad de los reactores de investigación que entrañan limitadas posibilidades de riesgo para el público y el medio ambiente.

1.9. En el caso de los reactores de investigación cuyos niveles de potencia excedan de varias decenas de megavatios, los reactores rápidos y los reactores que utilicen dispositivos experimentales tales como circuitos de alta presión y temperatura, fuentes neutrónicas frías y fuentes neutrónicas calientes, podría ser necesario aplicar las normas relacionadas con los reactores de potencia y/u otras medidas de seguridad (por ejemplo en el caso de los reactores utilizados para el ensayo de materiales peligrosos). Para ese tipo de instalaciones, es preciso que las normas que se aplicarán, la medida en que se aplicarán y las otras medidas de seguridad que podrían requerirse sean recomendadas por la entidad explotadora y sometidas a la aprobación del órgano regulador.

1.10. Todos los requisitos aquí establecidos deberán aplicarse a menos que se pueda justificar que, en el caso de un reactor de investigación concreto, se puede prescindir de determinados requisitos. En cada uno de esos casos se determinarán los requisitos de los que se prescindirá, teniendo en cuenta la naturaleza y posible magnitud de los riesgos que plantean el reactor de investigación y las actividades realizadas. En el párr. 1.14 se indican los factores que deberán tenerse en cuenta en el momento de decidir si se puede prescindir de alguno de los requisitos aquí establecidos.

---

<sup>5</sup> Dispositivo experimental es un dispositivo instalado dentro del reactor, o alrededor del mismo, a los efectos de utilizar el flujo neutrónico y la radiación ionizante del reactor con fines de investigación, desarrollo, producción de isótopos o para cualquier otro fin.

## Enfoque escalonado

1.11. Los reactores de investigación se utilizan para fines especiales y diversos, como la investigación, la capacitación, la producción de radioisótopos, la radiografía neutrónica y el ensayo de materiales. Estas aplicaciones requieren diferentes características de diseño y distintos regímenes operacionales. Las características de diseño y explotación de los reactores de investigación pueden variar considerablemente, ya que el empleo de dispositivos experimentales puede afectar al comportamiento de los reactores. Además, la necesidad de utilizarlos de manera flexible exige un enfoque distinto respecto del logro y la gestión de su seguridad.

1.12. La mayoría de los reactores de investigación plantean un menor riesgo para el público que los reactores de potencia, pero pueden entrañar un riesgo mayor para los operadores.

1.13. El análisis de la seguridad de los reactores de investigación de pequeña potencia puede tener mucho menor alcance, amplitud y detalle que el de los reactores de investigación de gran potencia, ya que quizá no sean aplicables determinados escenarios de accidente o solo se requiera un análisis limitado. Por ejemplo, el tratamiento de accidentes de pérdida de refrigerante puede diferir considerablemente dependiendo de la potencia y el diseño del reactor. En los párrs. 6.72 a 6.78 se establecen los requisitos relativos al alcance, los elementos y los procesos que deberán tenerse en cuenta en el análisis de seguridad.

1.14. Entre los elementos que deberán tenerse en cuenta en el momento de decidir si en la aplicación de un enfoque escalonado cabe prescindir de alguno de los requisitos aquí establecidos figuran:

- a) la potencia del reactor;
- b) el término fuente;
- c) la cantidad de material fisionable y su enriquecimiento;
- d) los elementos combustibles gastados, los sistemas de alta presión, los sistemas de calentamiento y el almacenamiento de materiales inflamables que podrían afectar la seguridad del reactor;
- e) el tipo de elementos combustibles;
- f) el tipo y la masa del moderador, reflector y refrigerante;
- g) la cantidad de reactividad que puede introducirse y a qué ritmo, los mecanismos de control de la reactividad, los elementos inherentes y adicionales de seguridad;

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- h) la calidad de la estructura de contención o de otros medios de confinamiento;
- i) la utilización del reactor (dispositivos experimentales, ensayos y experimentos relacionados con la física del reactor);
- j) el emplazamiento;
- k) la proximidad del reactor a grupos de población.

### ESTRUCTURA

1.15. La presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad abarca todas las etapas importantes de la vida útil de las instalaciones de reactores de investigación, desde la evaluación del emplazamiento hasta el diseño y la construcción, puesta en servicio, explotación, incluidas la utilización y modificación<sup>6</sup>, y clausura. Consta de ocho secciones, un apéndice y dos anexos.

1.16. En la sección 2 se presentan los objetivos, conceptos y principios generales relativos a la seguridad de las instalaciones nucleares, con énfasis en los aspectos de la seguridad radiológica y la seguridad nuclear de los reactores de investigación. Esta sección se basa en la ref. [1].

1.17. En la sección 3 se tratan los requisitos generales relativos al control reglamentario en la medida en que son de interés para los reactores de investigación, incluidos los correspondientes pasos del procedimiento de concesión de licencias para reactores de investigación. Esta sección se basa en otras Guías de seguridad y publicaciones de la serie de Requisitos de seguridad [2–7].

1.18. En la sección 4 se abordan los requisitos relacionados con la gestión de la seguridad, incluidas la garantía de calidad y la verificación de la seguridad. Esta sección abarca los aspectos de seguridad generales de las instalaciones nucleares y se basa en normas de seguridad y publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad [1, 7–10].

---

<sup>6</sup> Modificación es el cambio deliberado de la configuración existente del reactor o una adición a la misma, con posibles repercusiones para la seguridad, destinado a permitir que el reactor siga funcionando. La modificación puede afectar a los sistemas de seguridad, los elementos o sistemas relacionados con la seguridad, los procedimientos, la documentación o las condiciones de explotación.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

1.19. En la sección 5 se establecen requisitos relacionados con la evaluación y selección del emplazamiento del reactor y se aborda la cuestión de la evaluación de nuevos emplazamientos y los emplazamientos de reactores existentes. Esta sección se basa en la publicación de la serie de Requisitos de seguridad sobre Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares [11].

1.20. En la sección 6 se establecen requisitos para el diseño seguro de todos los tipos de reactores de investigación teniendo en cuenta las consideraciones mencionadas en el párr. 1.9<sup>7</sup>.

1.21. En la sección 7 se establecen requisitos relativos a la explotación segura de reactores de investigación, incluidos los aspectos relacionados con la puesta en servicio, el mantenimiento, la utilización y la modificación. Los requisitos contenidos en esta sección se presentan de manera más detallada en vista de las condiciones de explotación de los reactores de investigación y del interés que revisten para las entidades explotadoras y los órganos reguladores. La sección se basa en las refs. [12–19] y el Código sobre la seguridad de los reactores nucleares de investigación: Explotación, Colección Seguridad, N° 35-S2, OIEA, Viena (1993), reemplazado.

1.22. En la sección 8 se establecen requisitos relativos a la clausura segura de reactores de investigación sobre la base de la ref. [16].

1.23. En el apéndice figura una lista de los sucesos iniciadores postulados seleccionados que deberán considerarse en el análisis de seguridad de un reactor de investigación.

1.24. Por último, en los anexos figura una lista de las funciones de seguridad de los sistemas de seguridad y de otros elementos relacionados con la seguridad incluidos generalmente en el diseño de reactores de investigación, así como ejemplos de los aspectos operacionales que requieren particular atención.

---

<sup>7</sup> Esta sección se basa en una norma de seguridad que ha sido reemplazada, titulada Código sobre la seguridad de los reactores nucleares de investigación: Diseño, Colección Seguridad, N° 35-S1, OIEA, Viena (1993).



## 2. OBJETIVOS, CONCEPTOS Y PRINCIPIOS DE SEGURIDAD

### ASPECTOS GENERALES

2.1. En las publicaciones de la serie de Nociones fundamentales tituladas, Seguridad de las instalaciones nucleares [1] y Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación [20], se presentan los objetivos, conceptos y principios sobre los que se basan los requisitos para reducir al mínimo los riesgos asociados a las instalaciones nucleares.

### OBJETIVOS DE SEGURIDAD

2.2. Hay tres objetivos de seguridad: el primero es de índole general. Los otros dos son complementarios y tratan de la protección radiológica y los aspectos técnicos de la seguridad. Los párrafos siguientes se reproducen directamente de la ref. [1].

“203. **Objetivo general de seguridad nuclear:** *Proteger de efectos dañinos a las personas, a la sociedad y al medio ambiente creando y manteniendo en las instalaciones nucleares defensas eficaces contra los riesgos radiológicos.*

204. A este objetivo general de seguridad nuclear contribuyen dos objetivos de seguridad complementarios que tratan de la protección radiológica y de los aspectos técnicos. Su dependencia es biunívoca: los aspectos técnicos junto con medidas administrativas y de procedimiento garantizan la defensa contra los riesgos debidos a las radiaciones ionizantes.

205. **Objetivo de protección radiológica:** *Garantizar que, en todas las situaciones operacionales, la exposición a la radiación dentro de la instalación o debida a cualquier liberación planificada de sustancias radiactivas de la misma, se mantenga por debajo de los límites prescritos y reducida al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, así como garantizar la mitigación de las consecuencias radiológicas de cualesquiera accidentes.*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

206. **Objetivo de seguridad técnica:** *Adoptar todas las medidas razonablemente posibles para evitar accidentes en instalaciones nucleares y mitigar sus consecuencias, en caso de que se produzcan; garantizar con un elevado grado de confianza que, para todos los accidentes posibles considerados en el diseño de la instalación, incluso los de muy baja probabilidad, cualquier consecuencia radiológica sea poco importante y por debajo de los límites prescritos; y garantizar que la probabilidad de accidentes con serias consecuencias radiológicas sea sumamente pequeña.*

207. Los objetivos de seguridad requieren que las instalaciones nucleares se diseñen y exploten de manera que se mantengan todas las fuentes de exposición a las radiaciones bajo un control técnico y administrativo estricto. Ahora bien, el objetivo de protección radiológica no excluye una exposición limitada de las personas ni la liberación de cantidades legalmente autorizadas de sustancias radiactivas al medio ambiente en situaciones operacionales. Dichas liberaciones y exposiciones, no obstante, deben mantenerse estrictamente controladas y cumplir los límites operacionales y las normas de protección radiológica.”

2.3. Aunque se adopten medidas para limitar la exposición a las radiaciones en todos los estados operacionales de modo que se reduzca al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse y para reducir al mínimo la probabilidad de un accidente que pueda conducir a la pérdida del control normal de la fuente de radiación, seguirá habiendo una probabilidad, aunque muy pequeña, de que se produzca un accidente. Por lo tanto, deben adoptarse medidas para garantizar la mitigación de las consecuencias radiológicas de cualquier accidente que pueda ocurrir. Esas medidas comprenden: los elementos técnicos de seguridad; los procedimientos en el emplazamiento establecidos por la entidad explotadora; y posiblemente también las medidas de intervención en el exterior del emplazamiento adoptadas por las autoridades pertinentes con el fin de mitigar las exposiciones a la radiación una vez que se haya producido un accidente.

### CONCEPTOS Y PRINCIPIOS DE SEGURIDAD

2.4. Los principios de seguridad aplicados para la consecución de los objetivos indicados en los párrs. 203 a 205 de la ref. [1] se basan en el concepto de defensa en profundidad y en los principios de seguridad expuestos en las refs. [1, 20, 21]. Los principios de seguridad comprenden tres esferas: defensa en profundidad, cuestiones de gestión y cuestiones técnicas. Estos principios prevén la aplicación del *concepto de defensa en profundidad*, el establecimiento de una

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

*infraestructura legislativa y reglamentaria*, la adopción de medidas para la *gestión y verificación de la seguridad*, y la aplicación de principios técnicos (*aspectos técnicos de la seguridad*) en el diseño y durante la vida útil de la instalación. A continuación se presenta un resumen de estos conceptos y principios de seguridad, que constituyen la base de los requisitos para garantizar la seguridad de las instalaciones nucleares, así como una introducción de las secciones de la presente publicación en las que se establecen los requisitos de seguridad relativos a los reactores de investigación.

### CONCEPTO DE DEFENSA EN PROFUNDIDAD<sup>8</sup>

2.5. El concepto de defensa en profundidad aplicado a todas las actividades encaminadas al logro de la seguridad, ya sea que estén relacionadas con la organización, el comportamiento o el diseño, garantiza que éstas sean objeto de disposiciones superpuestas, de modo que si ocurre un fallo éste se descubra y se contrarreste o corrija con los medios apropiados. El concepto se enuncia más en detalle en las refs. [21, 23]. La aplicación del concepto de defensa en profundidad a lo largo del diseño y la explotación proporciona una protección escalonada contra una amplia gama de transitorios, incidentes y accidentes operacionales previstos, incluidos los resultantes de fallos del equipo o actuaciones humanas dentro de la instalación, y sucesos que se originan fuera de la instalación.

2.6. La aplicación del concepto de defensa en profundidad en el diseño del reactor de investigación proporciona una serie de niveles de defensa (elementos inherentes, equipos y procedimientos) destinados a prevenir accidentes y garantizar una protección adecuada en caso de que falle la prevención. Ahora bien, la defensa en profundidad se aplicará teniendo en cuenta el enfoque escalonado mencionado en la sección 1, así como el hecho de que muchos reactores de investigación de pequeña potencia no cumplen los requisitos del quinto nivel de defensa, o ni siquiera del cuarto.

- 1) La finalidad del primer nivel de defensa es impedir desviaciones del funcionamiento normal y prevenir fallos de los sistemas. De ahí se desprende el requisito de que la instalación nuclear se diseñará, construirá, mantendrá y explotará de manera sólida y conservadora, con arreglo a niveles de calidad y prácticas técnicas apropiados, tales como la aplicación de la redundancia, independencia y diversidad. A fin de lograr este objetivo,

---

<sup>8</sup> El concepto se ha adaptado a los reactores de investigación sobre la base de la ref. [22].

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

debe prestarse minuciosa atención a la selección de los códigos y materiales de diseño adecuados, así como al control de los componentes de fabricación y al de los trabajos de construcción, explotación y mantenimiento de la instalación nuclear.

- 2) La finalidad del segundo nivel de defensa es controlar (mediante la detección e intervención) las desviaciones de los estados operacionales con el fin de evitar que los incidentes operacionales previstos degeneren en condiciones de accidente. Ello supone el reconocimiento de la posibilidad de que en algún momento durante la vida útil del reactor puedan producirse algunos sucesos iniciadores postulados, pese a las precauciones adoptadas para evitarlos. Este nivel requiere la existencia de sistemas específicos, determinados en el análisis de la seguridad, y la definición de procedimientos de explotación para evitar o reducir al mínimo los daños resultantes de esos sucesos iniciadores postulados.
- 3) Para el tercer nivel de defensa se supone que existe la posibilidad, aunque muy remota, de que en los niveles de defensa anteriores no se logre detener la escalada de algunos incidentes operacionales previstos o sucesos iniciadores postulados y se pueda producir un suceso más grave. Estos sucesos improbables se prevén en la base de diseño del reactor de investigación, y también se prevén elementos inherentes de seguridad, el diseño de mecanismos de seguridad intrínseca, equipo y procedimientos adicionales para controlar sus consecuencias y lograr estados de la instalación nuclear estables y aceptables tras esos sucesos. De ahí se desprende el requisito de que deberán preverse elementos técnicos de seguridad que permitan llevar el reactor de investigación primero a un estado controlado y posteriormente a un estado de parada en condiciones de seguridad, así como mantener al menos una barrera de confinamiento del material radiactivo.
- 4) La finalidad del cuarto nivel de defensa es hacer frente a los casos de accidentes más graves que el de base de diseño (BDBA) en los que se sobrepasen los límites especificados en la base de diseño, y garantizar que las emisiones radiactivas se mantengan al nivel más bajo posible. El objetivo más importante de este nivel es la protección de la función de confinamiento. Esto puede lograrse mediante medidas y procedimientos complementarios para evitar la progresión del accidente y mediante la mitigación de las consecuencias de determinados BDBA<sup>9</sup>, además de los procedimientos de emergencia y las medidas de intervención. La protección

---

<sup>9</sup> En la presente publicación de la serie Requisitos de seguridad no se utilizan los términos “accidente grave” y “gestión de accidentes” en la forma en que se definen en la ref. [22].

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

proporcionada por el confinamiento puede demostrarse utilizando métodos basados en la estimación óptima.

- 5) El quinto y último nivel de defensa tiene como objetivo atenuar las consecuencias radiológicas de las posibles emisiones de materiales radiactivos que puedan producirse como resultado de accidentes. Esto requiere la existencia de un centro de control de emergencias debidamente equipado y de planes de respuesta a emergencias en el emplazamiento y fuera de él.

2.7. El concepto de defensa en profundidad se aplica principalmente mediante el análisis de seguridad y el uso de prácticas técnicas fiables basadas en las investigaciones y la experiencia operacional. Este análisis se realiza en la etapa de diseño a fin de garantizar el cumplimiento de los objetivos de seguridad. Incluye un examen crítico sistemático de los fallos que podrían producirse en las estructuras, sistemas y componentes (SSC) de la instalación nuclear y especifica las consecuencias de esos fallos. Por lo tanto, en el marco del análisis de la seguridad se examinan: 1) todas las modalidades de funcionamiento normal previstas de la instalación nuclear; y su comportamiento en 2) incidentes operacionales previstos, 3) condiciones de accidentes base de diseño (DBA) y 4) secuencias de sucesos que podrían llevar a casos de BDBA. En los párrs. 6.72 a 6.78 se presentan los requisitos relativos al análisis de seguridad en el diseño. Estos análisis son evaluados de manera independiente por la entidad explotadora y el órgano regulador (párrs. 2.8 a 2.10).

### INFRAESTRUCTURA LEGISLATIVA Y REGLAMENTARIA

2.8. Para las instalaciones nucleares que se encuentran en construcción y en explotación, o las que van a construirse (o ser objeto de una modificación importante), es necesario establecer una infraestructura jurídica que prevea la reglamentación de las actividades nucleares y la clara asignación de las responsabilidades con respecto a la seguridad. El gobierno es responsable de la aprobación de legislación que asigne la principal responsabilidad en cuanto a la seguridad a la entidad explotadora y que establezca un órgano regulador encargado de un sistema de concesión de licencias (véase el glosario), del control reglamentario de las actividades nucleares y del cumplimiento de las disposiciones. Estos principios se establecen en la sección 3 (principios 1 a 3) de la publicación titulada, Seguridad de las instalaciones nucleares [1], y se transcriben a continuación:

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- 1) *“El Gobierno deberá establecer el marco jurídico y estatutario para la reglamentación de las instalaciones nucleares. Deberá existir una clara separación entre las responsabilidades del órgano regulador y de la entidad explotadora.*
- 2) *La principal responsabilidad en cuanto a la seguridad deberá asignarse a la entidad explotadora.*
- 3) *El órgano regulador deberá ser efectivamente independiente de la organización u órgano encargados del fomento o de la utilización de la energía nuclear. Al órgano regulador deberán incumbir las responsabilidades de concesión de licencias, inspección y coerción y deberá poseer las atribuciones, competencia y recursos necesarios para ejercer las responsabilidades al mismo asignadas. Ninguna otra responsabilidad deberá comprometer o entrar en conflicto con la responsabilidad que le incumbe en materia de seguridad.”*

2.9. Los requisitos generales para el cumplimiento de estos principios se presentan en la ref. [2]. La presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad establece los requisitos relativos al establecimiento de la infraestructura jurídica necesaria para crear un órgano regulador y a la adopción de otras medidas destinadas a lograr un control reglamentario eficaz de las instalaciones y actividades. Estas instalaciones y actividades abarcan las centrales nucleares y otros reactores nucleares, como los reactores de investigación (véase la nota de pie de página 4). Por lo tanto, estos requisitos también se aplican a la infraestructura jurídica y gubernamental general asociada a la seguridad de los reactores de investigación durante la selección del emplazamiento, el diseño, la construcción, puesta en servicio, explotación, utilización, modificación y clausura.

2.10. El control reglamentario de la seguridad nuclear se ejerce principalmente mediante la concesión de licencias oficiales que autorizan la ejecución, generalmente en etapas, del proyecto del reactor de investigación e imponen condiciones al titular de la licencia<sup>10</sup> (véase el glosario). Por lo tanto, una de las principales tareas del órgano regulador es decidir, en el marco de un proceso de concesión de licencias y sobre la base de su examen y evaluación de las propuestas presentadas por la entidad explotadora, si procede o no aprobar la

---

<sup>10</sup> El titular de la licencia es la persona poseedora de una licencia vigente expedida por el órgano regulador, por la que se le autoriza a ejecutar actividades especificadas relativas a la instalación de reactor de investigación. El solicitante se convierte en el titular de la licencia en el momento en que recibe la licencia expedida por el órgano regulador.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

solicitud de licencia. Uno de los medios de que dispone la entidad explotadora para demostrar que ha logrado adecuada seguridad para el reactor de investigación es la información que normalmente se incorpora en un informe del análisis de seguridad (SAR). La información contenida en el SAR también constituye la base principal para la decisión del órgano regulador sobre la concesión de la licencia a la instalación nuclear, y para los requisitos asociados a la licencia, y la inspección de la instalación. El contenido del SAR puede diferir entre unos Estados Miembros y otros, dependiendo de sus sistemas jurídicos y reglamentarios en particular. En la sección 3 se establecen los requisitos que deberán cumplirse con respecto a la elaboración, presentación y evaluación de la información incluida en un SAR. En estos requisitos se reconoce que el grado de detalle de la información incluida en el SAR debe estar en proporción con los posibles peligros asociados a la instalación nuclear de que se trata y la etapa concreta del proceso de concesión de licencias. En la ref. [7], se proporciona orientación sobre cómo cumplir estos requisitos.

### GESTIÓN DE LA SEGURIDAD

2.11. La gestión de la seguridad abarca todos los principios relacionados con la gestión en general, incluida la gestión del personal, que sirven de base para la adopción de las medidas requeridas para garantizar que se mantenga un nivel de seguridad aceptable durante toda la vida útil de la instalación, incluida la clausura. En el punto de partida de la gestión de la seguridad se sitúa el personal directivo superior de todas las entidades interesadas. “Los principios de gestión de la seguridad se aplican ampliamente a todas las organizaciones. Por ello, las prácticas descritas para la entidad explotadora son de aplicación, según proceda, a otras organizaciones a las que incumben responsabilidades en materia de seguridad” (ref. [1], para. 402). Los principios relativos a la gestión de la seguridad se establecen en la sección 4 (principios 4 a 8) de la ref. [1] y se transcriben a continuación:

- 4) *“Las organizaciones que desarrollan actividades de importancia para la seguridad deberán establecer políticas que concedan la máxima prioridad a las cuestiones de seguridad, y garantizar que estas políticas se ponen en práctica dentro de una estructura directiva que establezca una clara distribución de responsabilidades y líneas de comunicación.*
- 5) *Las organizaciones que desarrollan actividades de importancia para la seguridad deberán establecer y poner en práctica programas adecuados de garantía de calidad [véase la nota de pie de página 14] que abarquen toda*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

*la vida útil de la instalación, desde la selección del emplazamiento y el diseño hasta la clausura.*

- 6) *Las organizaciones que desarrollan actividades de importancia para la seguridad deberán cerciorarse de que exista un número suficiente de personal debidamente capacitado y autorizado trabajando de conformidad con procedimientos aprobados y de validez comprobada.*
- 7) *En todas las etapas de la vida útil de una instalación deberán tenerse en cuenta las capacidades y limitaciones del comportamiento humano.*
- 8) *Deberán prepararse planes de emergencia para situaciones de accidente y todas las organizaciones interesadas deberán realizar ejercicios apropiados de ejecución de los mismos. La capacidad para poner en práctica planes de emergencia deberá existir antes de que comience el funcionamiento de la instalación.”*

2.12. La gestión de la seguridad de la instalación será eficaz si la entidad explotadora establece un elevado nivel de cultura de la seguridad. La cultura de la seguridad influirá en las acciones e interacciones de todas las personas y entidades que participan en las actividades relacionadas con la tecnología nuclear. El concepto de cultura de la seguridad se describe en la ref. [8], en la que se establecen condiciones a tres niveles: a) al nivel normativo; b) para el personal directivo; y c) para las personas. Otros de los principios mencionados en el párr. 2.11 se refieren a otras responsabilidades de la entidad explotadora relacionadas con el logro de la seguridad. En las secciones 4 y 7 se establecen requisitos generales y específicos en materia de organización y responsabilidades, capacitación de personal, factores humanos y preparación para emergencias en relación con los reactores de investigación.

2.13. Los requisitos generales para el cumplimiento del principio relativo a los programas de garantía de calidad se establecen en el Código y las Guías de seguridad del OIEA contenidas en la publicación titulada Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations [9] (véase la nota de pie de página 14). Aunque algunos de estos requisitos se citan en la sección 4, la presente publicación de la serie de Requisitos de seguridad también incluye requisitos específicos relacionados con la garantía de calidad para los reactores nucleares de investigación.

2.14. Para el autor del diseño del reactor y la entidad explotadora la prevención de accidentes es la principal prioridad. Sin embargo, hay una probabilidad, aunque muy pequeña, de que se produzcan accidentes. Por lo tanto, la entidad explotadora debe adoptar procedimientos eficaces y disposiciones en materia de planificación y preparación para casos de emergencia a fin de hacer frente a



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

situaciones de accidente. La capacidad para poner en práctica planes de emergencia debe someterse a ejercicios periódicos al nivel necesario para garantizar la preparación de la entidad explotadora. En la sección 7 se establecen los requisitos relativos a los planes de emergencia.

### VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD

2.15. Los principios relativos a la verificación de la seguridad se establecen en la ref. [1] (principios 24 y 25) y se transcriben a continuación:

- 24) *“La entidad explotadora deberá verificar mediante análisis, vigilancia, ensayos e inspecciones que el estado físico de la instalación y su funcionamiento continúan estando en conformidad con los límites y condiciones operacionales, los requisitos de seguridad y el análisis de la seguridad.*
- 25) *Durante toda la vida útil operacional de la instalación deberán realizarse revaluaciones sistemáticas de la seguridad de conformidad con los requisitos reglamentarios, teniendo en cuenta la experiencia operacional y nueva información significativa desde el punto de vista de la seguridad procedente de todas las fuentes pertinentes.”*

2.16. Las actividades relacionadas con las evaluaciones sistemáticas periódicas incluyen, entre otras actividades, exámenes periódicos tales como exámenes de autoevaluaciones y exámenes por homólogos<sup>11</sup> para confirmar que el SAR y otros documentos seleccionados (como la documentación relativa a los límites y condiciones operacionales (LCO), el mantenimiento y la capacitación) correspondientes a la instalación siguen siendo válidos, o, de ser necesario, para efectuar mejoras. En dichos exámenes deben tenerse en cuenta los efectos acumulativos de las modificaciones, los cambios de los procedimientos, el envejecimiento de los componentes, el uso de la retroinformación sobre la experiencia operacional y los adelantos técnicos, y es necesario verificar que los

---

<sup>11</sup> Examen por homólogos es un examen a cargo de un grupo de expertos independientes con competencia y experiencia técnicas en las esferas de la evaluación. Las opiniones se basan en los conocimientos especializados combinados de los miembros del grupo. Los objetivos, el alcance y la composición del grupo de examen se establecen en función del tipo de examen que debe realizarse. El examen no es ni una inspección ni una auditoría efectuada sobre la base de determinadas normas. Se trata más bien de una comparación exhaustiva de las prácticas que siguen las entidades reconocidas internacionalmente por aplicar buenas prácticas, así como de un intercambio de opiniones formuladas por expertos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

SCC y programas informáticos seleccionados cumplan los requisitos del diseño. Los requisitos específicos sobre estos temas aplicables a los reactores nucleares de investigación se establecen en las secciones 4 (en relación con el objetivo y el alcance generales) y 7 (en relación con las cuestiones operacionales).

### ASPECTOS TÉCNICOS DE LA SEGURIDAD

2.17. Hay varios principios técnicos básicos que son esenciales para la aplicación eficaz de la tecnología de la seguridad en relación con las instalaciones nucleares. Estos principios se establecen en la sección 5 (principios 9 a 23) de la ref. [1] y guardan relación con: la evaluación y selección del emplazamiento (principio 9); el diseño y la construcción (principios 10 a 15); la puesta en servicio (principio 16); la explotación y el mantenimiento (principios 17 a 21); y la gestión de desechos radiactivos y la clausura de instalaciones nucleares (principios 22 y 23). En los párrafos siguientes se resumen estos principios.

2.18. De la sección 5 de la ref. [1]:

- 9) *“En la selección del emplazamiento deberán tenerse en cuenta las configuraciones pertinentes que pudieran afectar a la seguridad de la instalación, o resultar afectadas por la misma, así como la viabilidad de ejecución de los planes de emergencia. Deberán evaluarse todos los aspectos para la vida útil de proyecto de la instalación, y reevaluarse, en caso necesario, para cerciorarse de la continua aceptabilidad, desde el punto de vista de la seguridad, de los factores relacionados con el emplazamiento.”*

Los posibles emplazamientos se evaluarán desde el punto de vista de los factores naturales y de los imputables al ser humano que pudieran afectar negativamente a la seguridad de la instalación. También se evaluarán los efectos que la instalación pueda tener en la población y el medio ambiente circundantes, como, por ejemplo, los resultantes del uso de la tierra y el agua. La base para la selección del emplazamiento para un reactor de investigación variará en función de diversos factores, incluidos el diseño del reactor y sus usos previstos. En el caso de algunos reactores de investigación de pequeña potencia podrían imponerse restricciones mínimas en cuanto al emplazamiento. Los reactores de investigación diseñados para alcanzar niveles de potencia significativos y para ser utilizados en amplios ensayos experimentales exigirán requisitos en materia de emplazamiento y diseño más estrictos, que se establecen en la ref. [11]. En la sección 5 de esta publicación se establecen los requisitos generales y específicos para el cumplimiento de los principios antes mencionados.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

2.19. Los principios relativos al diseño y la construcción de instalaciones nucleares se establecen en la sección 5 de la ref. [1] y se transcriben a continuación:

- 10) *“El diseño deberá garantizar que la instalación nuclear es adecuada para un funcionamiento fiable, estable y fácilmente factible. El objetivo primordial deberá ser la prevención de accidentes.*
- 11) *En el diseño deberá incluirse la aplicación debida del principio de defensa en profundidad de modo que existan varios niveles de protección y múltiples barreras para evitar las liberaciones de materiales radiactivos y garantizar que los fallos o combinaciones de fallos que pudieran conducir a consecuencias radiológicas significativas son de probabilidad muy baja.*
- 12) *Las tecnologías incorporadas al diseño deberán ser de eficacia comprobada o cualificadas por la experiencia o por los ensayos o por ambos métodos.*
- 13) *En todas las etapas del diseño y en la correspondiente elaboración de requisitos operacionales deberá incluirse la consideración sistemática de la interfaz persona -máquina y de los factores humanos.*
- 14) *La exposición a las radiaciones del personal del emplazamiento y las liberaciones de materiales radiactivos al medio ambiente deberán mantenerse mediante el diseño en el valor más bajo que sea razonablemente alcanzable.*
- 15) *Deberá realizarse una amplia evaluación de la seguridad y una verificación independiente para confirmar que el diseño de la instalación cumplirá los objetivos y requisitos de seguridad, antes de que la entidad explotadora complete su presentación al órgano regulador.”*

2.20. Para satisfacer los objetivos de seguridad que figuran en el párr. 2.2, el diseño y la construcción de la instalación nuclear deberán garantizar: a) la limitación de las exposiciones a la radiación, las emisiones radiactivas y la generación de desechos radiactivos en todas las etapas operacionales, en la medida en que sea razonablemente posible; b) la prevención de accidentes que podrían afectar al personal del emplazamiento, el público y el medio ambiente; y c) la limitación y mitigación de las consecuencias de los accidentes, en caso de que se produzcan. Por consiguiente, en el diseño se utilizarán o aplicarán:

- a) componentes, sistemas y estructuras de elevada fiabilidad;
- b) consideraciones específicas de diseño para reducir al mínimo las exposiciones del personal;

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- c) la clasificación adecuada de los SSC, incluidos los programas informáticos, que sean elementos importantes para la seguridad, sobre la base de su importancia para la seguridad;
- d) el criterio del fallo único, a fin de garantizar que ningún fallo único ni acción única de mantenimiento, ni cualquier otra acción única humana pueda neutralizar una función de seguridad;
- e) elementos para reducir al mínimo, mediante la independencia, separación física y diversidad del equipo, la posibilidad de fallos debidos a causa común;
- f) tecnología de eficacia comprobada, o cualificada por la experiencia o los ensayos o por ambos, y que cumpla reglamentos o criterios prudenciales con márgenes de seguridad apropiados;
- g) elementos inherentes y técnicos de seguridad apropiados;
- h) conceptos de seguridad intrínseca, cuando sea viable.

Es posible que algunos de esos elementos, como el e), f), g) y h) no se apliquen a los dispositivos experimentales. En el diseño también se tendrán en cuenta las capacidades de actuación del personal de explotación y de mantenimiento. La atención a los factores humanos garantizará que la instalación sea tolerante al error humano. Entre los elementos apropiados para reducir al mínimo los errores humanos se cuentan: la aplicación sistemática de principios ergonómicos a los sistemas técnicos pertinentes; la instalación de sistemas automáticos de control, protección y alarma; la eliminación de actuaciones humanas que comprometan la seguridad; la presentación clara de datos; y las comunicaciones fiables (véase también el párr. 2.23).

2.21. La construcción de una instalación solo se iniciará una vez que la entidad explotadora se haya cerciorado, mediante la verificación, de que se han resuelto las principales cuestiones de seguridad del diseño; y una vez que el órgano regulador se haya cerciorado, mediante exámenes y evaluaciones, de la idoneidad del análisis de seguridad presentado y de la idoneidad de las disposiciones, procedimientos y programas de garantía de calidad propuestos para la realización de todos los trabajos de construcción según el diseño. A este respecto, la responsabilidad de garantizar que la construcción se realiza con arreglo al diseño y a los programas de garantía de calidad incumbe a la entidad explotadora. En la sección 6 se incluyen los requisitos generales y específicos relativos a los aspectos técnicos del diseño y la construcción de reactores de investigación.

2.22. La entidad explotadora establecerá una organización adecuada y apropiada para la explotación de la instalación nuclear, que iniciará un proceso de puesta en servicio apropiado y adecuado. La finalidad de la puesta en servicio es demostrar

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

que se han cumplido las especificaciones de diseño de la instalación y que la instalación, una vez concluida, es satisfactoria para el servicio. De la sección 5 de la ref. [1]:

- 16) *“Deberá requerirse la aprobación específica del órgano regulador antes del comienzo del funcionamiento normal basada en un análisis de seguridad y un programa de puesta en servicio adecuados. El programa de puesta en servicio deberá proporcionar pruebas de que la instalación, tal como ha quedado construida, está en conformidad con los requisitos de diseño y de seguridad. Como parte del programa de puesta en servicio deberá comprobarse la validez de los procedimientos operacionales, en la medida en que sea posible, con participación del futuro personal de operaciones.”*

En la sección 7 se establecen los requisitos relacionados con la puesta en servicio de los reactores de investigación.

2.23. Los principios relativos a la explotación y el mantenimiento de instalaciones nucleares se establecen en la sección 5 de la ref. [1] y se transcriben a continuación:

- 17) *“Deberá definirse un conjunto de límites y condiciones operacionales deducidos del análisis de seguridad, de los ensayos y de la ulterior experiencia operacional para precisar una región de explotación segura. Si se modifica la instalación y resulta necesario, deberán revisarse el análisis de seguridad y los límites y procedimientos operacionales.*
- 18) *Las funciones de explotación, inspección, ensayo, mantenimiento y auxiliares deberá realizarlas una plantilla suficiente de personal adecuadamente capacitado y autorizado de conformidad con procedimientos aprobados.*
- 19) *Durante toda la vida útil de la instalación deberá disponerse de servicios de ingeniería y apoyo técnico competentes en todas las disciplinas de importancia para la seguridad.*
- 20) *La entidad explotadora deberá establecer procedimientos, dotados de la documentación correspondiente y aprobados, como base de la respuesta del operador a incidentes operacionales previstos y accidentes.*
- 21) *La entidad explotadora deberá notificar al órgano regulador los incidentes de importancia para la seguridad. Tanto la entidad explotadora como el órgano regulador deberán establecer programas complementarios para analizar la experiencia operacional con el fin de garantizar que se deducen enseñanzas y se actúa de acuerdo con ellas. Dicha experiencia deberá difundirse a los órganos nacionales e internacionales pertinentes.”*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

La explotación de la instalación se controlará de conformidad con un conjunto de LCO deducidos del análisis de seguridad, que precisan una región de explotación segura. Se facilitará apoyo técnico competente para la explotación de la instalación. Las operaciones serán llevadas a cabo por personal adecuadamente capacitado y autorizado de conformidad con los procedimientos operacionales escritos y validados establecidos para el funcionamiento normal y los sucesos operacionales previstos. Se establecerá un programa de garantía de calidad (véase la nota de pie de página 14). Se elaborarán procedimientos para la gestión de condiciones de accidente. La instalación será objeto de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos de conformidad con un programa aprobado, aplicado mediante procedimientos encaminados a asegurar que los SSC continúan disponibles y funcionando según se ha previsto, y que siguen siendo capaces de cumplir los objetivos y requisitos de diseño del análisis de seguridad. Se establecerá un programa para la utilización y modificación seguras de la instalación. Se realizarán exámenes periódicos para garantizar que el informe de análisis de seguridad, los LCO y los procedimientos operacionales sigan siendo válidos, teniendo en cuenta las cuestiones operacionales de actualidad, tales como las relacionadas con el envejecimiento, la experiencia operacional y las normas de seguridad actualmente aplicables. Las exposiciones a las radiaciones del personal del emplazamiento y las emisiones de materiales radiactivos deberán minimizarse y controlarse en la medida en que sea razonablemente posible. La entidad explotadora establecerá un programa para el acopio y análisis de experiencia de explotación. La información de importancia para la seguridad se difundirá a todos los interesados. En la sección 7 se establecen los requisitos generales y específicos relativos a la explotación y el mantenimiento de reactores nucleares de investigación.

2.24. Los principios relativos a la gestión de desechos radiactivos y la clausura de instalaciones nucleares se establecen en la sección 5 de la ref. [1] y se transcriben a continuación:

- 22) *“Deberá mantenerse en el mínimo que sea posible alcanzar, mediante medidas adecuadas adoptadas en el diseño y prácticas operacionales pertinentes la producción de desechos radiactivos, tanto en actividad como en volumen. Deberán controlarse estrictamente el tratamiento y almacenamiento provisional de desechos de forma coherente con los requisitos para la evacuación final segura.*
- 23) *En el diseño de una instalación y en el programa de clausura deberá tenerse en cuenta la necesidad de limitar las exposiciones durante la clausura al valor más bajo que sea razonablemente alcanzable. Antes de iniciar las actividades de clausura, el órgano regulador deberá aprobar el programa de clausura.”*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

En varias normas de seguridad del OIEA se establecen requisitos y orientaciones generales para la gestión de desechos y la clausura de instalaciones nucleares. En la ref. [17] se exponen los principios, conceptos y objetivos de la gestión de desechos radiactivos. En la ref. [14] se establecen los requisitos relativos a las descargas de materiales radiactivos y la disposición final de desechos radiactivos, incluida la clausura. En las refs. [13, 16] se proporciona orientación suplementaria. En las secciones 7 y 8 se incluyen requisitos específicos relacionados con la gestión de desechos radiactivos y con la clausura de reactores de investigación.

### 3. SUPERVISIÓN REGLAMENTARIA

#### ASPECTOS GENERALES

3.1. En la presente sección se establecen los requisitos relativos a los aspectos generales de la infraestructura jurídica y gubernamental asociada a la seguridad de los reactores de investigación. En la ref. [2] se establecen los requisitos aplicables a la supervisión reglamentaria de las instalaciones nucleares. En las guías de seguridad conexas [3–6] se proporcionan orientaciones sobre cómo cumplir estos requisitos.

#### INFRAESTRUCTURA JURÍDICA

3.2. El gobierno velará por que exista una adecuada infraestructura jurídica y base reglamentaria para evaluar la seguridad de los reactores de investigación. El gobierno es responsable de aprobar la legislación necesaria, la cual asignará la responsabilidad primordial respecto de la seguridad a la entidad explotadora. “El régimen de reglamentación deberá estructurarse y proveerse de recursos de modo proporcionado a la posible magnitud y naturaleza del riesgo que se ha de controlar” (ref. [2], párr. 2.1). En esta legislación se dispondrá el establecimiento y mantenimiento de un órgano regulador “que deberá ser efectivamente independiente de las entidades u órganos encargados de promover las tecnologías nucleares o responsables de las instalaciones o las actividades (ref. [2], párr. 2.2(2)).

## ÓRGANO REGULADOR

3.3. A fin de que el órgano regulador sea eficaz, se le dotará de las facultades jurídicas y la autoridad estatutaria necesarias para que pueda cumplir sus obligaciones y funciones. Esas facultades abarcan generalmente la autoridad para examinar y evaluar la información relacionada con la seguridad presentada por la entidad explotadora durante el proceso de concesión de licencias y para aplicar las disposiciones pertinentes (por ejemplo, mediante la expedición, modificación o revocación de las licencias o condiciones de las licencias), incluidas la realización de inspecciones y evaluaciones del cumplimiento, la adopción de medidas de represión y el suministro de información a otras autoridades competentes o al público, según corresponda.

## PROCESO DE CONCESIÓN DE LICENCIAS

### Aspectos generales

3.4. El proceso de concesión de licencias puede variar según los Estados Miembros, pero las etapas principales del proceso de concesión de licencias para los reactores nucleares de investigación deberán comprender en todos los casos la reglamentación de:

- a) la evaluación del emplazamiento;
- b) el diseño y la construcción;
- c) la puesta en servicio;
- d) la explotación, incluidas la utilización y modificación<sup>12</sup>;
- e) la clausura

3.5. El proceso de concesión de licencias es continuo y se inicia en la etapa de evaluación del emplazamiento y continúa, incluyéndola, hasta la clausura del reactor de investigación. Si bien los pasos y procedimientos de la concesión de licencias varían según los Estados Miembros, la primera medida oficial del proceso será la autorización del concepto de seguridad y el diseño y la expedición de una licencia de construcción para el emplazamiento evaluado. En algunos

---

<sup>12</sup> Aunque la utilización y modificación de los reactores de investigación son actividades que normalmente se incluyen en la explotación, en el proceso de concesión de licencias pueden considerarse etapas independientes ya que sus repercusiones para la seguridad dan lugar a un gran número de actividades de examen y evaluación que se repiten muchas veces durante la vida útil del reactor (véanse los párrs. 7.87 a 7.94).



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

casos solo se expide una licencia para el proyecto, pero ésta se somete a condiciones a fin de controlar las etapas ulteriores (véase el apéndice de la ref. [6]). A pesar de estas diferencias entre las prácticas nacionales, la entidad explotadora deberá presentar al órgano regulador una demostración detallada de la seguridad en forma de un SAR, en el que se incluya un análisis de seguridad adecuado. El órgano regulador examinará y evaluará el SAR antes de autorizar que el proyecto pase a la etapa siguiente. Se mantendrá un estrecho enlace entre el órgano regulador y la entidad explotadora durante todo el proceso de supervisión reglamentaria de la instalación.

### **Informe de análisis de seguridad**

3.6. El SAR deberá ser elaborado por la entidad explotadora como justificación del emplazamiento y diseño y deberá servir de base para la explotación segura del reactor de investigación. El SAR es un vínculo importante entre la entidad explotadora y el órgano regulador, ya que es el principal documento para la concesión de la licencia del reactor. El SAR deberá actualizarse durante la vida útil operacional del reactor en función de la experiencia y los conocimientos adquiridos y de conformidad con los requisitos reglamentarios. En la ref. [7] se proporcionan más orientaciones sobre la elaboración y evaluación del SAR.

3.7. El SAR deberá ofrecer una descripción detallada del emplazamiento del reactor, el reactor, los dispositivos experimentales y todas las demás instalaciones y actividades de importancia para la seguridad. Asimismo, proporcionará una descripción detallada de los principios y criterios de seguridad generales aplicados al diseño para la protección del reactor, el personal de explotación<sup>13</sup>, otro personal del emplazamiento, el público y el medio ambiente. En él se analizarán los posibles peligros asociados a la explotación del reactor. El SAR incluirá los análisis de seguridad de secuencias de accidentes y describirá los elementos de seguridad incorporados en el diseño para evitar o reducir al mínimo la posibilidad de que se produzcan accidentes, o para mitigar sus consecuencias mediante procedimientos de diseño y explotación.

3.8. El SAR servirá de base para el establecimiento de los LCO del reactor. Asimismo, proporcionará detalles sobre la manera como la entidad explotadora se propone organizar y llevar a cabo las operaciones y sobre el programa de garantía de calidad (véase la nota de pie de página 14) en relación con todas las

---

<sup>13</sup> El personal de explotación comprende el director del reactor, los supervisores de turno, los operadores, el personal de mantenimiento y el personal de protección radiológica.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

etapas de la vida útil del reactor, incluidos el diseño y la construcción. También suministrará detalles sobre el plan de emergencia del reactor de investigación.

3.9. Además de los elementos examinados en los párrs. 3.7 y 3.8, el SAR incluirá la información adicional que estipulen la legislación nacional y el órgano regulador. En la ref. [7] se proporciona orientación sobre la información que normalmente deberá incluirse en un SAR. El grado de detalle de la información que debe presentarse en el SAR se determinará en función del tipo, las características (su diseño, potencia y utilización) y el emplazamiento del reactor. Para los reactores con niveles de potencia más altos, los escenarios de accidente requerirán generalmente más detalles del emplazamiento, y de los elementos de seguridad disponibles para proporcionar protección contra cualquier emisión significativa de materiales radiactivos al medio ambiente. En el caso de algunos reactores (por ejemplo, conjuntos críticos o reactores de pequeña potencia), los requisitos respecto del análisis de seguridad pueden ser menos amplios (véase también el párr. 1.13). Ahora bien, como es posible que el SAR sea el único documento exhaustivo que se elabore en relación con la seguridad de la instalación, convendría que en él se tuvieran en cuenta todas las cuestiones mencionadas en los párrs. 3.6 a 3.8.

3.10. El SAR deberá citar la literatura técnica en forma de referencias que puedan ser necesarias para un proceso de examen y evaluación a fondo. Este material de referencia será de fácil acceso para el órgano regulador y no será objeto de clasificación o limitación alguna que pueda impedir su debido examen y evaluación.

### **Examen y evaluación por el órgano regulador**

3.11. El órgano regulador procederá a examinar y evaluar la información presentada (generalmente en forma de un SAR) por la entidad explotadora en apoyo de su solicitud de licencia, con miras a determinar si la instalación propuesta puede emplazarse, construirse, ponerse en servicio, explotarse, utilizarse, modificarse y clausurarse sin riesgos radiológicos indebidos para el personal del emplazamiento, el público y el medio ambiente. Este examen y evaluación se efectuará en función de la posible magnitud de los peligros asociados al reactor de investigación (véanse también los párrs. 1.11 a 1.14). En el marco de este objetivo general, sus objetivos específicos serán los siguientes:

- a) Determinar si el emplazamiento es adecuado para el tipo, la potencia y el uso de la instalación de reactor de investigación propuesta.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- b) Determinar, antes de su construcción, si el diseño propuesto (sistemas o modificaciones) de la instalación cumple los requisitos del órgano regulador, e imponer cualesquiera otros requisitos o condiciones que el órgano regulador pueda juzgar necesarios.
- c) Determinar si el solicitante posee la capacidad, fiabilidad, recursos, estructura administrativa y personal competente para cumplir los requisitos reglamentarios y, en particular, si el personal que requiere una licencia en la instalación de reactor de investigación ha recibido la capacitación adecuada y si se le ha concedido la licencia.
- d) Determinar si los trabajos de construcción continúan ajustándose a los requisitos del órgano regulador.
- e) Determinar si el programa de puesta en servicio es adecuado y si sus resultados se ajustan a las intenciones expuestas en el diseño.
- f) Determinar si los LCO, incluidas las medidas que deben adoptarse cuando se infringe un límite de seguridad o condición restrictiva, se justifican y son coherentes con los requisitos reglamentarios y si se puede garantizar un nivel apropiado de seguridad operacional.
- g) Determinar si la explotación, la utilización y los procedimientos de modificación de la instalación cumplen los requisitos del órgano regulador.
- h) Determinar si el procedimiento de clausura propuesto cumple los requisitos reglamentarios.
- i) Garantizar que todas las actividades operacionales y de diseño se lleven a cabo de modo que faciliten la clausura final.
- j) Garantizar la existencia de instrumentos financieros para la clausura.
- k) Determinar si los informes resumidos periódicos y los informes de incidentes se ajustan a los requisitos reglamentarios.
- l) Determinar si las revaluaciones sistemáticas de la seguridad son suficientemente exhaustivas y si se tienen en cuenta la experiencia de explotación y la nueva información relativa a la seguridad.

3.12. Deberá acordarse con prontitud un cronograma para la presentación de los documentos de examen y evaluación en el que se expongan las etapas apropiadas del proceso de concesión de licencias.

### **Criterios de aceptación**

3.13. Los Estados establecerán sus propios criterios de aceptación en función de sus respectivas infraestructuras jurídicas y reglamentarias. Se pondrán a disposición de la entidad explotadora criterios de aceptación seleccionados sobre la base de principios apropiados para el diseño y la explotación en condiciones de seguridad.

**La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.**

## INSPECCIÓN Y APLICACIÓN COERCITIVA

3.14. En los párrs. 5.12 y 5.13 de la ref. [2] se establecen los requisitos generales relativos a la inspección y aplicación coercitiva.

3.15. El órgano regulador deberá establecer un programa de inspecciones planificado y sistemático. El alcance de este programa y la frecuencia de las inspecciones deberán estar en proporción con los posibles peligros que plantea el reactor de investigación.

3.16. Si existen pruebas de deterioro del nivel de seguridad, o en caso de infracciones graves que a juicio del órgano regulador puedan suponer un riesgo radiológico inminente para los trabajadores, el público o el medio ambiente, dicho órgano deberá exigir a la entidad explotadora que restrinja sus actividades y tome todas las demás medidas necesarias para restablecer un nivel adecuado de seguridad. En caso de incumplimiento continuo, persistente o extremadamente grave, el órgano regulador deberá ordenar a la entidad explotadora que restrinja sus actividades y podrá suspender o revocar la autorización.

## 4. GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD

### RESPONSABILIDADES DE LA ENTIDAD EXPLOTADORA

#### **Responsabilidades generales**

4.1. La entidad explotadora asumirá la responsabilidad principal de la seguridad del reactor de investigación durante su vida útil, desde el comienzo del proyecto de evaluación del emplazamiento, diseño y construcción, hasta la puesta en servicio, explotación, utilización, modificación y clausura. A fin de garantizar el rigor y la minuciosidad en el logro y mantenimiento de la seguridad a todos los niveles del personal, la entidad explotadora deberá:

- a) establecer y aplicar políticas de seguridad y garantizar que se conceda la máxima prioridad a las cuestiones de seguridad;
- b) definir claramente las obligaciones y responsabilidades con las correspondientes líneas de autoridad y comunicación;
- c) velar por que disponga de personal suficiente a todos los niveles con la debida formación y capacitación;

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- d) establecer y aplicar de manera estricta procedimientos bien concebidos respecto de todas las actividades que puedan afectar a la seguridad, cerciorándose de que los directores y supervisores promuevan y apoyen la aplicación de buenas prácticas de seguridad y corrijan al mismo tiempo las prácticas de seguridad deficientes;
- e) examinar, supervisar y verificar periódicamente todas las cuestiones relacionadas con la seguridad y aplicar las medidas correctoras apropiadas que corresponda;
- f) comprometerse a aplicar la cultura de la seguridad mediante la elaboración y difusión de una declaración de la política y los objetivos de seguridad que sea comprensible para todo el personal.

Las funciones y responsabilidades de la entidad explotadora para garantizar la seguridad en cada una de las etapas antes mencionadas se exponen tanto en los párrs. 2.11 a 2.23 como en la presente sección 4. Los requisitos específicos se establecen en la sección 5 (véanse los párrs. 5.2 y 5.40), la sección 6 (véase el párr. 6.4) y la sección 7. Los requisitos relativos a los preparativos para la clausura se establecen en la sección 8 (véase el párr. 8.7).

### **Interacción entre el órgano regulador y la entidad explotadora**

4.2. La entidad explotadora deberá demostrar al órgano regulador que asumirá su responsabilidad respecto de la seguridad en todas las etapas de la vida útil del reactor. Siempre que la entidad explotadora inicie una nueva etapa del proyecto, presentará una demostración detallada, que incluirá un análisis de seguridad adecuado, para su examen y evaluación por el órgano regulador antes de que éste autorice que el proyecto pase a la etapa siguiente.

4.3. La entidad explotadora presentará oportunamente al órgano regulador toda la información que éste le haya solicitado. La entidad explotadora será responsable de adoptar disposiciones con los vendedores para garantizar la disponibilidad de toda la información que haya solicitado el órgano regulador. La entidad explotadora también será responsable de poner en conocimiento del órgano regulador toda nueva información sobre el reactor de investigación, así como cualquier modificación de la información presentada anteriormente.

4.4. El formato y contenido de los documentos presentados al órgano regulador por la entidad explotadora en apoyo de una solicitud de licencia se basarán en los requisitos que se establecen en los párrs. 3.6 a 3.10. El órgano regulador puede solicitar información adicional, dependiendo de las prácticas reglamentarias de cada Estado Miembro.

## GARANTÍA DE CALIDAD<sup>14</sup>

4.5. La elaboración, gestión, ejecución y evaluación de un programa de garantía de calidad para los reactores de investigación y sus dispositivos experimentales conexos son importantes para el logro de la seguridad. La entidad explotadora deberá establecer y aplicar requisitos de garantía de calidad basados en el comportamiento respecto de las etapas de evaluación del emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación, utilización, modificación y clausura de los reactores de investigación. Mediante el establecimiento de requisitos apropiados de garantía de calidad se deberán abarcar, en particular, todas las actividades operacionales relacionadas con la seguridad, como las mencionadas en el anexo II, incluida la clausura.

4.6. La entidad explotadora elaborará programas de garantía de calidad para todas las etapas de la vida útil del reactor de investigación con arreglo al calendario previsto para la realización de las actividades relacionadas con cada etapa. Mediante el programa de garantía de calidad se abarcarán, en particular, las actividades de investigación del emplazamiento, que suelen iniciarse con bastante antelación al establecimiento de un proyecto.

4.7. En la ref. [9] se establecen los requisitos relativos al programa de garantía de calidad y se exponen los objetivos, principios y orientaciones conexos. Los objetivos, principios y orientaciones expuestos en la ref. [9] deberán tenerse en cuenta en la elaboración de los programas de garantía de calidad para reactores de investigación mediante la aplicación de un enfoque escalonado basado en la importancia para la seguridad de cada elemento, servicio o proceso. El enfoque escalonado se empleará de tal modo que refleje las diferencias previstas y aceptadas en la aplicación de determinados requisitos de garantía de calidad a los reactores de investigación. El alcance del programa detallado de garantía de calidad que se requiere para un determinado reactor de investigación o experimento dependerá de los posibles riesgos asociados al reactor y el

---

<sup>14</sup> Actualmente el OIEA está revisando las normas de seguridad en la esfera de la garantía de calidad que se publicaron como Colección Seguridad No. 50-C/SG-Q (1996). La publicación revisada de la serie de Requisitos de seguridad abarcará los sistemas de gestión de la protección y seguridad utilizados en instalaciones nucleares y en actividades en las que se utilizan radiaciones ionizantes. En los textos revisados se utiliza el término “sistema de gestión” en lugar de los términos “garantía de calidad” y “programa de garantía de calidad”. Este nuevo término engloba todos los aspectos de la gestión de instalaciones nucleares tales como los reactores de investigación, y agrupa los requisitos relacionados con la seguridad, la salud, el medio ambiente y la garantía de calidad en un sistema coherente.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

experimento (véanse los párrs. 1.11 y 1.14) y se ajustará a los requisitos del órgano regulador. En la ref. [10] se proporciona más orientación acerca de la clasificación del programa de garantía de calidad.

4.8. El programa de garantía de calidad se examinará y aprobará a los niveles directivos apropiados de la entidad explotadora y se presentará al órgano regulador. Las disposiciones del programa se basarán en los tres principios funcionales que siguen:

- a) Los directores se encargarán de la planificación, la orientación, los recursos y el apoyo requeridos para el logro de los objetivos.
- b) El personal realizará la labor requerida para el logro de la calidad.
- c) El personal de la entidad explotadora o un organismo externo realizará evaluaciones independientes de la eficacia de los procesos de gestión y la realización de los trabajos.

### **Gestión**

4.9. El personal directivo apoyará y demostrará que respalda la aplicación eficaz del programa de garantía de calidad en todas las esferas de actividad. Los aspectos de gestión del programa de garantía de calidad comprenderán:

- a) una declaración sobre la política de la entidad en materia de garantía de calidad;
- b) la estructura orgánica;
- c) las responsabilidades funcionales;
- d) las necesidades de capacitación, cualificación y certificación;
- e) los niveles de autoridad y las interfaces entre los encargados de la gestión, ejecución y evaluación de la idoneidad de los trabajos.

### **Ejecución**

4.10. En todas las etapas de la vida útil del reactor de investigación, las actividades se planificarán y ejecutarán de conformidad con códigos, normas, especificaciones, procedimientos y controles administrativos establecidos. Los elementos y servicios importantes para la seguridad deberán especificarse y controlarse de modo que se garantice su utilización, mantenimiento y configuración apropiados.

4.11. Deberá velarse por que los elementos y servicios que se adquieran se ajusten a los requisitos establecidos y funcionen con arreglo a lo especificado.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

Los suministradores se evaluarán y seleccionarán en función de criterios especificados. En los documentos de adquisición deberán especificarse los requisitos para la notificación de desviaciones de las especificaciones de compra. Las pruebas de que los elementos y servicios adquiridos se ajustan a las especificaciones de compra deberán someterse a verificación antes de que se utilicen los elementos o se presten los servicios.

### **Evaluación**

4.12. El personal directivo a todos los niveles evaluará periódicamente los procedimientos de los que es responsable a fin de determinar su eficacia en la consecución de los objetivos relacionados con la seguridad nuclear. Deberán determinarse y corregirse las deficiencias en los procedimientos.

4.13. Se realizarán evaluaciones independientes en nombre del personal directivo a fin de medir la eficacia de los procesos de gestión y la idoneidad de la labor realizada, verificar la calidad de los elementos y servicios y promover mejoras. Entre las personas encargadas de realizar las evaluaciones independientes no deberá haber ninguna que participe directamente en la labor que se evalúa.

## VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD

### **Evaluaciones de la seguridad**

4.14. La entidad explotadora deberá realizar una amplia evaluación de la seguridad para confirmar que el diseño cumple los requisitos de seguridad establecidos al comienzo del proceso de diseño. Esta evaluación se basará en los datos derivados del análisis de seguridad (véase el párr. 2.7) así como en la información obtenida de otras fuentes, tales como las investigaciones y la experiencia operacional previa. La evaluación de la seguridad deberá formar parte del proceso de diseño, con interacciones entre las actividades de diseño y las actividades analíticas de confirmación y con aumentos del alcance y el grado de detalle de la evaluación de la seguridad a medida que evoluciona el diseño. Se han desarrollado métodos para determinar si se han conseguido los objetivos de seguridad. En la ref. [7] figura más orientación sobre cómo cumplir estos requisitos. La evaluación de la seguridad se proseguirá a lo largo de todas las etapas de la vida útil del reactor y se realizará de conformidad con la posible magnitud y naturaleza del riesgo asociado a la instalación o actividad en particular (véase el párr. 5.7 de la ref. [2]).



## Comités de seguridad

4.15. Se establecerá uno o más grupos asesores o comités de seguridad independientes del director del reactor<sup>15</sup> para que asesoren a la entidad explotadora sobre: a) los aspectos pertinentes de la seguridad del reactor y su utilización en condiciones de seguridad y b) y la evaluación desde el punto de vista de la seguridad de cuestiones relacionadas con el diseño, la puesta en servicio y la explotación. Uno de los comités también deberá asesorar al director del reactor (véanse igualmente los párrs. 7.25 y 7.26). Esos grupos deberán estar integrados por expertos en diferentes esferas relacionadas con la explotación y el diseño del reactor de investigación. Quizá convendría incluir expertos externos (es decir, ajenos a la entidad explotadora) en esos comités. Dependiendo de la complejidad de las operaciones realizadas en el reactor de investigación, uno de los grupos asesores podría ser un grupo no perteneciente a la entidad explotadora. Deberán documentarse las funciones, facultades, composición y mandato de esos comités y, si es necesario, la documentación pertinente deberá presentarse al órgano regulador. Asimismo, se establecerá la lista de elementos que el comité de seguridad debe examinar. Esa lista incluirá, entre otros datos, los siguientes:

- a) los cambios propuestos en los LCO de la licencia de la instalación;
- b) los nuevos ensayos, experimentos, equipos, sistemas o procedimientos de importancia para la seguridad propuestos;
- c) las modificaciones propuestas de los elementos importantes para la seguridad y cambios en los experimentos que repercuten en la seguridad;
- d) las transgresiones de los LCO, la licencia y los procedimientos que son de importancia para la seguridad;
- e) el diseño, incluida la composición química, de los elementos combustibles nucleares<sup>16</sup> y los elementos de control de la reactividad;
- f) los sucesos que deben notificarse o que se han notificado al órgano regulador;
- g) los exámenes periódicos del comportamiento operacional de la instalación y de su comportamiento desde el punto de vista de la seguridad;

---

<sup>15</sup> El director del reactor es el miembro del personal directivo del reactor al que la entidad explotadora asigna la responsabilidad y autoridad directas con respecto a la explotación segura del reactor y cuyas funciones primordiales comprenden el cumplimiento de esta responsabilidad (véanse los párrs. 7.2 y 7.11).

<sup>16</sup> Elementos combustibles nucleares son elementos que contienen materiales nucleares fisionables que se utilizan en el núcleo de un reactor de investigación con el fin de producir neutrones.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- h) los informes sobre las emisiones ordinarias de materiales radiactivos al medio ambiente;
- i) los informes sobre las dosis de radiación recibidas por el personal presente en la instalación y sobre toda dosis recibida por el público.

### **Autoevaluaciones y exámenes por homólogos**

4.16. Con miras a la aplicación de los principios relativos a la verificación de la seguridad (véanse los párrs. 2.15 y 2.16), la entidad explotadora deberá realizar amplios exámenes periódicos de las cuestiones operacionales y las actividades relacionadas con la seguridad. El órgano regulador aprobará o acordará la estrategia de examen y los aspectos de seguridad que deberán evaluarse. Estos exámenes estarán destinados principalmente a determinar y resolver los problemas relacionados con la seguridad y el comportamiento y, de ser necesario, a mejorar la seguridad (véanse también los párrs. 7.108 a 7.110).

## **5. EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO**

### **EVALUACIÓN Y SELECCIÓN INICIALES DEL EMPLAZAMIENTO**

#### **Objetivo**

5.1. El principal objetivo, desde el punto de vista de la seguridad, de la evaluación del emplazamiento de los reactores de investigación consiste en proteger al público y al medio ambiente de las consecuencias radiológicas de las emisiones normales y accidentales de materiales radiactivos. Se recopilará suficiente información detallada en apoyo del análisis de seguridad a fin de demostrar que la instalación de reactor de investigación puede explotarse de manera segura en el emplazamiento propuesto. En el caso de los reactores de pequeña potencia, el grado de detalle que debe suministrarse puede ser muy inferior al que se requiere con respecto a los reactores de mediana o gran potencia (véanse también los párrs. 1.11 a 1.14). Los resultados de la evaluación del emplazamiento deberán documentarse y presentarse con suficiente detalle para que el órgano regulador pueda examinarlos de manera independiente. Esta puede constituir la primera parte de la elaboración del SAR para el reactor de investigación.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

5.2. La evaluación del emplazamiento establecerá los confines de la zona del emplazamiento (véase el glosario) que se encuentra bajo el control de la entidad explotadora, así como los derechos legales de ésta dentro de esa zona. Se deberán evaluar y justificar todas las actividades que no estén relacionadas con la explotación del reactor de investigación pero que estará permitido realizar dentro de esos confines. Al evaluar la idoneidad de un determinado emplazamiento para un reactor de investigación, la entidad explotadora investigará y analizará las características del emplazamiento que puedan afectar a la seguridad del reactor de investigación. El objetivo de la evaluación es demostrar la manera como esas características del emplazamiento influirán en los criterios de diseños y explotación de la instalación, así como la idoneidad de las características del emplazamiento desde el punto de vista de sus efectos en la seguridad.

5.3. En la evaluación de la idoneidad de un emplazamiento para un reactor de investigación, deberán examinarse los siguientes aspectos:

- a) los efectos de los sucesos externos que puedan producirse en la región del emplazamiento (esos sucesos pueden ser de origen natural o imputables al ser humano);
- b) las características del emplazamiento y su entorno que podrían influir en la transferencia al ser humano de los materiales radiactivos emitidos;
- c) la densidad y distribución de la población y otras características de las inmediaciones del emplazamiento de importancia para la adopción de las posibles medidas de emergencia y la necesidad de evaluar los riesgos para las personas y la población;
- d) cualesquiera otras instalaciones nucleares existentes en el emplazamiento;
- e) la capacidad para un sumidero final de calor en el emplazamiento.

5.4. Si la evaluación del emplazamiento sobre la base de estos cinco criterios, incluida su evolución previsible, indica que el emplazamiento es inaceptable y que estas deficiencias no se pueden compensar por medio de elementos de diseño, medidas de protección del emplazamiento o procedimientos administrativos, el emplazamiento se considerará inadecuado. (Los elementos de diseño y la adopción de medidas de protección del emplazamiento son los métodos preferidos para compensar las deficiencias.)

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

### CRITERIOS GENERALES APLICABLES A LA EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO

5.5. Se investigarán y evaluarán las características del emplazamiento que podrían afectar a la seguridad del reactor de investigación. Asimismo, se investigarán las características ambientales de la región que pueda verse afectada por las posibles consecuencias radiológicas de las emisiones radiactivas producidas por el reactor en los estados operacionales y en condiciones de accidente. Todas esas características se observarán y supervisarán a lo largo de la vida útil del reactor de investigación.

5.6. Se determinarán los peligros asociados a sucesos externos (y combinaciones de sucesos) que deberán tenerse en cuenta en el diseño del reactor. La combinación de sucesos externos con incidentes operacionales previstos o condiciones de DBA deberá considerarse en los casos en que el incidente operacional previsto o la condición de DBA se deba al suceso externo y cuando sea necesario tener en cuenta los sucesos externos de larga duración (como las inundaciones) o los prolongados períodos de recuperación posteriores a los sucesos.

5.7. Al analizar la idoneidad del emplazamiento, deberán tenerse en cuenta cuestiones tales como el almacenamiento y transporte de combustible sin irradiar, combustible gastado y desechos radiactivos.

5.8. Debería estudiarse la posible interacción entre efluentes nucleares y no nucleares, como la acción del calor o las sustancias químicas en los materiales radiactivos presentes en efluentes líquidos.

5.9. Respecto de cada emplazamiento propuesto se evaluarán las posibles consecuencias radiológicas para la población de la región asociadas a los estados operacionales del reactor y a su funcionamiento en condiciones de accidente, incluidos los estados que podrían conducir a la adopción de medidas de emergencia.

5.10. Se investigarán adecuadamente los emplazamientos propuestos con respecto a todas las características que podrían afectar a la seguridad en el caso de sucesos naturales y de sucesos imputables al ser humano.

5.11. Se recopilará a escala regional información y registros prehistóricos, históricos e instrumentales, según corresponda, de la frecuencia y gravedad de los fenómenos naturales o los sucesos o actividades imputables al ser humano importantes, y se analizará detenidamente su fiabilidad, exactitud y exhaustividad.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

5.12. Al evaluar un emplazamiento a los efectos de determinar sus posibles consecuencias radiológicas para la región en relación con los estados operacionales del reactor y su funcionamiento en las condiciones de accidente que podrían dar lugar a la adopción de medidas de emergencia, se formularán estimaciones apropiadas de las emisiones previstas y posibles de materiales radiactivos, teniendo en cuenta el diseño de la instalación y sus elementos de seguridad. Estas estimaciones se confirmarán una vez que se haya establecido el diseño y sus elementos de seguridad.

5.13. Se estudiará la región en que se tiene previsto emplazar el reactor a fin de evaluar las distribuciones presentes y proyectadas de la población que podrían influir en las posibles consecuencias de las emisiones radiactivas para las personas y para la población en su conjunto (véase también el párr. 5.37). De ser necesario, se adoptarán medidas adecuadas para garantizar que el riesgo global asociado al emplazamiento del reactor de investigación propuesto se mantenga en niveles aceptablemente bajos.

5.14. Antes de iniciarse la construcción del reactor de investigación se confirmará que no se prevén problemas importantes respecto de la elaboración de un plan para casos de emergencia fuera del emplazamiento antes de comenzar su explotación (véase también el apéndice).

### **Terremotos**

5.15. Se evaluarán los riesgos para el emplazamiento debidos a movimientos del terreno inducidos por terremotos, teniendo en cuenta las características sismotectónicas de la región y las condiciones específicas del emplazamiento. Se pueden emplear varios métodos para determinar los riesgos de terremotos. Al derivar los parámetros para la base de diseño aplicables a los movimientos del terreno se tendrán en cuenta las incertidumbres de los métodos utilizados.

5.16. La amplitud y el grado de detalle de las investigaciones relacionadas con el emplazamiento encaminadas a determinar los parámetros para la base de diseño aplicables a los movimientos del terreno dependerán de la instalación de que se trate. En el caso de las instalaciones más pequeñas que entrañan consecuencias radiológicas mínimas para la población, podría ser preferible (y rentable) limitar las investigaciones relacionadas con el emplazamiento y utilizar más bien valores conservadores para los parámetros de la base de diseño. Esta actitud conservadora es necesaria en vista de que por lo general habrá más incertidumbres cuando las investigaciones no son tan detalladas.

### **Fallamiento superficial**

5.17. Si hay indicios de fallamiento superficial o si no hay pruebas suficientes de que no ha habido fallamiento superficial en la región, se investigará este fenómeno. Si el emplazamiento se encuentra dentro de una zona de fallamiento superficial con un importante potencial de desplazamiento relativo en la superficie del terreno o cerca de ella (es decir, si es posible que se produzca una falla), se considerará que el emplazamiento no es adecuado a menos que un análisis detallado demuestre que habría soluciones técnicas viables.

## SUCESOS METEOROLÓGICOS EXTREMOS Y POCO FRECUENTES

### **Valores extremos de los fenómenos meteorológicos**

5.18. A los efectos de evaluar sus posibles valores extremos, los siguientes fenómenos meteorológicos se documentarán con respecto a un período apropiado: viento, precipitaciones, nieve, temperaturas altas y bajas y mareas de tempestad. Los resultados de la evaluación del emplazamiento se describirán de manera adecuada a los efectos del diseño.

### **Sucesos meteorológicos poco frecuentes**

#### *Tornados*

5.19. Se evaluarán para la región en cuestión las posibilidades de tornados y de proyectiles asociados a ellos, junto con los peligros que plantean estos fenómenos.

#### *Ciclones tropicales*

5.20. Se evaluarán para la región en cuestión las posibilidades de ciclones tropicales y de proyectiles asociados a ellos, junto con los peligros que plantean estos fenómenos.

## INUNDACIONES

### **Inundaciones debidas a precipitaciones y otras causas**

5.21. Se evaluarán para la región las posibilidades de inundaciones debidas a precipitaciones y subidas del nivel del agua que podrían afectar a la seguridad del reactor de investigación.

5.22. Para los emplazamientos situados en costas o en estuarios, se evaluarán las posibilidades de inundaciones debidas a los efectos combinados de las mareas altas, la presión atmosférica muy baja, el viento en las masas de agua y la acción de las olas, como los que producen los ciclones.

### **Olas de agua**

5.23. Se evaluarán para la región las posibilidades de que se produzcan tsunamis o seiches que podrían afectar a la seguridad del reactor de investigación.

### **Inundaciones y olas causadas por fallos en las estructuras de control de aguas**

5.24. Se evaluará la información relativa a las estructuras de control aguas arriba para determinar si el reactor de investigación podría soportar los efectos de los fallos en esas estructuras.

## RIESGOS GEOTÉCNICOS

### **Inestabilidad de la pendiente**

5.25. Se evaluará para el emplazamiento y sus inmediaciones la posible inestabilidad de la pendiente del terreno (como corrimientos de tierras, corrimientos de rocas y avalanchas de nieve) que pueda afectar a la seguridad del reactor de investigación.

### **Derrumbe, descenso o elevación de la superficie del emplazamiento**

5.26. Se evaluará la posibilidad de derrumbe, descenso o elevación de la superficie del emplazamiento.

**La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.**

### **Licuefacción del suelo**

5.27. Se evaluará la posibilidad de licuefacción de los materiales subsuperficiales en el emplazamiento propuesto.

### **Comportamiento de los materiales de cimentación**

5.28. Se investigarán las características geotécnicas de los materiales subsuperficiales y sus incertidumbres, y se elaborará un perfil del suelo para el emplazamiento en una forma adecuada para los fines del diseño.

### **Otros fenómenos naturales y condiciones extremas importantes**

5.29. Se recopilarán y evaluarán datos históricos sobre los fenómenos que pueden afectar a la seguridad del reactor de investigación, como datos sobre el vulcanismo, los vientos fuertes, la frecuencia y gravedad de los rayos, las tormentas de arena, las precipitaciones de carácter grave, la nieve, el hielo, el granizo y la congelación subsuperficial del agua subenfriada (frazil).

## **PELIGROS EXTERNOS PROVOCADOS POR EL SER HUMANO**

### **Choques de aeronaves**

5.30. Se evaluarán las posibilidades de choques de aeronaves, incluidos los impactos, los incendios y las explosiones en el emplazamiento, teniendo en cuenta las características presentes y futuras del tráfico aéreo, la ubicación de los aeropuertos y el tipo de aeropuertos, así como las características de las aeronaves, particularmente las que tienen permisos especiales para sobrevolar la instalación o acercarse a ella como las aeronaves y los helicópteros destinados a la lucha contra incendios.

### **Explosiones químicas**

5.31. Se determinarán las actividades en la región que entrañen la manipulación, el procesamiento, transporte y almacenamiento de sustancias químicas que puedan causar explosiones o nubes de gases capaces de producir deflagración o detonación.



### **Otros sucesos importantes imputables al ser humano**

5.32. Se investigarán las inmediaciones del emplazamiento para determinar cualquier instalación en que se puedan almacenar, procesar, transportar o tratar de otro modo materiales inflamables, tóxicos, corrosivos o radiactivos que podrían afectar a la seguridad.

## **REQUISITOS ESPECÍFICOS PARA LA CARACTERIZACIÓN DE LA REGIÓN CONSIDERADA**

### **Dispersión atmosférica de materiales radiactivos**

5.33. Se elaborará una descripción meteorológica de la región, incluidos los parámetros y fenómenos meteorológicos básicos. Deberían presentarse datos correspondientes a por lo menos un año representativo, junto con cualesquiera otros datos que puedan haberse obtenido de otras fuentes. Deberían recopilarse datos que representaran debidamente las condiciones meteorológicas locales. Convendría indicar la medida en que estos datos representan las características meteorológicas a largo plazo del emplazamiento. Esta información podría obtenerse comparando los datos correspondientes al emplazamiento con los datos concurrentes y a largo plazo de las estaciones meteorológicas sinópticas situadas en las inmediaciones.

5.34. En función de los datos obtenidos de la investigación de la región, se evaluará la posible dispersión atmosférica de los materiales radiactivos emitidos.

### **Dispersión de materiales radiactivos a través de las aguas superficiales**

5.35. Se elaborará una descripción de las características de la hidrología de aguas superficiales de la región, incluidas las características principales de las masas de agua, tanto naturales como artificiales, y datos sobre los usos de las aguas en la región. Se realizará una evaluación del posible impacto de la contaminación de las aguas superficiales en el grupo crítico.

### **Dispersión de materiales radiactivos a través de las aguas subterráneas**

5.36. Se elaborará una descripción de la hidrología de aguas subterráneas de la región, incluidas las características principales de las formaciones acuíferas, sus interacciones con las aguas superficiales y datos sobre los usos de las aguas

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

subterráneas en la región. Se realizará una evaluación del posible impacto de la contaminación de las aguas subterráneas en el grupo crítico.

### **Distribución de la población**

5.37. Se determinará la distribución de la población en la región. En particular, se recopilará información sobre las distribuciones de las poblaciones existentes y proyectadas, incluidas las poblaciones residentes y las transeúntes, en las inmediaciones del emplazamiento, y la información se mantendrá actualizada durante toda la vida útil del reactor de investigación. La distribución de la población debería utilizarse en la evaluación realizada para el emplazamiento de las posibles repercusiones para el público de las emisiones de materiales radiactivos.

### **Usos de la tierra y el agua de la región**

5.38. Se determinarán los usos de las masas de tierra y de agua de la región a fin de evaluar los posibles efectos regionales del reactor de investigación propuesto y, en particular, con objeto de elaborar los planes de emergencia. La evaluación debería abarcar las masas de tierra y de agua que pudiera utilizar la población o que pudieran servir de hábitat para organismos de las cadenas alimentarias.

### **Radiactividad ambiental**

5.39. Antes de poner en servicio el reactor de investigación, se determinará la radiactividad ambiental de la atmósfera, la hidrosfera, la litosfera y la biota de las inmediaciones del emplazamiento, según convenga, para posibilitar la evaluación ulterior de los efectos del reactor de investigación en la radiactividad ambiental.

## CONTROL DE LOS RIESGOS

5.40. Las características de los riesgos naturales e imputables al ser humano, al igual que las condiciones demográficas, meteorológicas e hidrológicas de interés para el reactor de investigación se supervisarán durante toda su vida útil, labor que comenzará a realizarse a más tardar al inicio de las obras de construcción y que se proseguirá hasta la clausura.

## 6. DISEÑO

### PRINCIPIOS DEL DISEÑO

#### Aspectos generales

6.1. El reactor de investigación se diseñará de modo tal que se cumplan los objetivos de seguridad (véase el párr. 2.2). Los requisitos generales del diseño que se exponen en la presente sección se aplicarán al diseño de todos los tipos de reactores de investigación. Además, cuando sea el caso se aplicará un conjunto de requisitos específicos al diseño de los SSC de determinados tipos de reactores.

6.2. La aplicación de estos requisitos es un proceso interactivo, que se ejecutará en todas las fases del diseño y que tendrá en cuenta los resultados del análisis de seguridad correspondiente (véanse también los párrs. 2.7 y 6.72 a 6.78).

6.3. El autor del diseño del reactor se ocupará no solo del reactor mismo, sino también de toda instalación conexas que pueda afectar a la seguridad. Además, el autor del diseño tomará en consideración los efectos del reactor diseñado en las instalaciones conexas y las repercusiones del diseño en todas las fases de la vida útil del reactor (por ejemplo, en lo que se refiere a las condiciones de servicio, los campos electromagnéticos y otras interferencias).

6.4. Para lograr un diseño seguro es necesario que el autor del diseño del reactor mantenga una relación estrecha con la entidad explotadora. El autor del diseño dispondrá lo necesario para la ordenada preparación, presentación y entrega de los documentos del diseño a la entidad explotadora a fin de que se utilicen en la preparación del SAR. El diseño debería efectuarse en paralelo con la elaboración del SAR (véanse los párrs. 3.6 a 3.10).

6.5. En el diseño de los sistemas de seguridad debería prestarse la debida atención a la modalidad de funcionamiento (por ejemplo, el funcionamiento por demanda en lugar de continuo y el funcionamiento a diferentes niveles de potencia, con distintas configuraciones del núcleo y con diferentes combustibles nucleares) y la estabilidad del reactor en diferentes niveles de potencia de explotación.

## Defensa en profundidad

6.6. El concepto de defensa en profundidad (véanse los párrs. 2.5 a 2.7) se aplicará en el diseño para obtener una protección escalonada (“envolvente”) contra diversos estados transitorios, entre ellos los resultantes de fallos del equipo y errores humanos y de sucesos internos o externos que puedan dar lugar a DBA. En particular, se tendrán en cuenta en el diseño los siguientes aspectos:

- a) La utilización de márgenes de diseño conservadores, la aplicación de un programa de garantía de calidad (véase la nota 14) y la organización de actividades de vigilancia.
- b) El establecimiento de barreras físicas eficientes contra la emisión de material radiactivo por el reactor. Son ejemplos de tales barreras la matriz del combustible, las vainas de combustible, el sistema primario de transporte de calor, la piscina y el edificio del reactor. Asimismo, se dispondrá lo necesario para asegurar la eficacia de estas barreras, y para su vigilancia y protección.
- c) La aplicación del criterio del fallo único, velando por el cumplimiento de cada una de las siguientes funciones básicas de seguridad:
  - la parada del reactor y su mantenimiento en un régimen de parada seguro en todos los estados operacionales o DBA;
  - la adecuada extracción del calor después de la parada, en particular del núcleo (véase el párr. 6.131), también en caso de DBA;
  - el confinamiento del material radiactivo para evitar o mitigar su emisión no prevista al medio ambiente.
- d) La utilización de planes para casos de emergencia en los emplazamientos y fuera de ellos con el fin de mitigar las consecuencias para el público y para el entorno en caso de emisión sustancial de efluentes radiactivos al medio ambiente<sup>17</sup>.

6.7. Para aplicar el concepto de defensa en profundidad es preciso incluir equipo consistente en sistemas de seguridad y elementos o sistemas relacionados con la seguridad, así como procedimientos para evitar y controlar las desviaciones de los estados operacionales y para prevenir y mitigar las condiciones de accidente, o para garantizar una protección adecuada si falla la prevención. Este equipo, y en particular el equipo utilizado para dar efecto a los niveles 2 a 4 del párr. 2.6, que

---

<sup>17</sup> La aplicación de un plan de respuesta a emergencias puede exigir que el autor del diseño adopte disposiciones de diseño apropiadas (véanse los párrs. 6.30 y 6.31).

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

consistirá por lo general en sistemas de seguridad y elementos técnicos de seguridad, estará sujeto a requisitos de diseño especiales.

6.8. Las tres funciones básicas de seguridad mencionadas en el párr. 6.6 c) —esencialmente, la parada del reactor, la refrigeración, en particular del núcleo del reactor, y el confinamiento del material radiactivo— se cumplirán incorporando en el diseño una combinación adecuada de elementos de seguridad inherente y pasiva, sistemas de seguridad y elementos técnicos de seguridad, y aplicando los procedimientos administrativos durante toda la vida útil del reactor. Un ejemplo de elemento inherente de seguridad es la apropiada elección de los materiales y las geometrías para conseguir rápidos coeficientes negativos de reactividad.

### **Funciones de seguridad**

6.9. Las funciones de seguridad son las funciones características esenciales relacionadas con los SSC que garantizan la seguridad del reactor y que se mencionan en el párr. 6.6 c). Las funciones de seguridad deberán adecuarse al diseño del reactor de que se trate. En el funcionamiento normal, el equipo necesario para ejecutar las funciones de seguridad consistirá en los sistemas operativos. En general estos sistemas deberán complementarse con otros elementos técnicos de seguridad para que cumplan sus funciones en los incidentes operacionales previstos y en caso de DBA.

6.10. En el diseño de los sistemas de seguridad, incluidos los elementos técnicos de seguridad, que se utilicen para obtener las tres funciones básicas de seguridad —la parada del reactor, la refrigeración, en particular del núcleo del reactor, y el confinamiento del material radiactivo— se aplicará el criterio del fallo único, se garantizará una elevada fiabilidad y se incorporarán disposiciones para facilitar la inspección, el ensayo y el mantenimiento periódicos.

### **Criterios de aceptación y normas de diseño**

6.11. De conformidad con el párr. 3.13, se establecerán criterios de aceptación para los estados operacionales y para los DBA. En particular, se indicarán, a los efectos de establecer los criterios de aceptación, los DBA considerados en el diseño del reactor de investigación y los BDBA seleccionados. Para el diseño de los SSC, podrán utilizarse criterios de aceptación en forma de normas de diseño técnico. Estas normas podrán incluir requisitos que figuren en los códigos y normas pertinentes establecidos por el Estado o a nivel internacional. El órgano regulador revisará los criterios de aceptación.

## REQUISITOS GENERALES DEL DISEÑO

### **Clasificación de los SSC<sup>18</sup>**

6.12. Los SSC y los programas informáticos de instrumentación y control que son importantes para la seguridad se especificarán primero y luego se clasificarán según su función e importancia para la seguridad. La base utilizada para clasificar en función de la seguridad los SSC, incluidos los programas informáticos, deberá indicarse, y los requisitos de diseño se aplicarán con arreglo a esa clasificación.

6.13. El método de clasificación de la importancia para la seguridad de los SSC, incluidos los programas informáticos, se basará en métodos deterministas, complementados, en su caso, con métodos probabilistas y criterios técnicos, que tendrán en cuenta la función de seguridad de los SSC y las consecuencias de la no ejecución de sus funciones. Se preverán interfaces de diseño adecuadas entre los SSC de diferentes categorías, a fin de asegurar que el fallo de un elemento de una categoría de seguridad inferior no provoque el fallo de un elemento de una categoría superior.

### **Códigos y normas**

6.14. Se determinarán los códigos y normas aplicables a los SSC, y su uso será acorde con la clasificación de éstos (véanse los párrs. 6.12 y 6.13). En particular, si se emplean diferentes códigos y normas para distintos tipos de elementos (por ejemplo para las tuberías y los sistemas eléctricos), se deberá demostrar que son coherentes.

6.15. En el caso de los SSC para los que no existan códigos o normas adecuados ya establecidos, podrá aplicarse un método derivado de los códigos o normas que existan para equipo parecido; a falta de tales códigos y normas, se aplicarán los resultados de la experiencia, de ensayos o de análisis, o una combinación de ellos, y el recurso a este método basado en los resultados se justificará.

---

<sup>18</sup> Esta clasificación refleja la importancia de los SSC para la seguridad nuclear. Su propósito es establecer una gradación en la aplicación de los requisitos del diseño y los requisitos de garantía de calidad. Hay otras clasificaciones o categorizaciones posibles de los SSC, según otros aspectos (por ej., la categorización sísmica de los SSC).

## Base de diseño

6.16. En el proceso de diseño se tomarán en consideración todos los problemas que el reactor pueda sufrir durante su vida útil operacional. Esos problemas comprenden, entre otros, todas las condiciones y sucesos previsibles relacionados con fases de la vida útil operacional del reactor y con estados operacionales y condiciones de accidente, así como con las características del emplazamiento, los requisitos del diseño y los límites de los parámetros, y las modalidades de funcionamiento. Las exigencias que estos problemas y condiciones impongan en lo que respecta al diseño del reactor determinarán la base de diseño de la instalación del reactor de investigación. Las capacidades que la instalación del reactor de investigación haya de tener para superar esos problemas sin sobrepasar los límites autorizados se especificarán en la base de diseño.

### *Sucesos iniciadores y DBA postulados*

6.17. En todos los niveles de la defensa en profundidad pueden surgir problemas. Esta posibilidad deberá tenerse en cuenta en el diseño, y se adoptarán medidas para que las funciones de seguridad se cumplan y que los objetivos de seguridad se puedan alcanzar. Los problemas que afectan a la defensa en profundidad tendrán su origen en los sucesos iniciadores postulados. Estos sucesos se seleccionarán cuidadosamente para los fines del análisis (véase el apéndice). Deberá demostrarse que el conjunto de sucesos iniciadores postulados que se ha seleccionado abarca todos los accidentes verosímiles que podrían afectar a la seguridad del reactor de investigación. En particular, se identificarán los DBA.

### *Características relacionadas con el emplazamiento*

6.18. En el diseño se estudiarán las diversas interacciones posibles entre la instalación del reactor de investigación y el medio ambiente, incluidos aspectos relacionados con la población, la meteorología, la hidrología, la geología y la sismología. Se tendrán en cuenta los servicios procedentes de fuera del emplazamiento de los que dependan la seguridad de la instalación y la protección del público, como las comunicaciones, los suministros de electricidad y de agua, y los servicios de lucha contra incendios y de policía.

### *Sucesos internos*

6.19. Se realizará un análisis de los sucesos iniciadores postulados para determinar todos los sucesos internos que puedan afectar a la seguridad de la

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

instalación del reactor de investigación. Esos sucesos pueden comprender fallos del equipo o su funcionamiento defectuoso.

6.20. En el diseño de la instalación del reactor de investigación se tendrán en cuenta las posibilidades de riesgos internos tales como incendios, inundaciones, generación de proyectiles, latigüeo de tuberías, impactos de chorros o emisión de fluidos de sistemas averiados o de otras instalaciones del emplazamiento. Se adoptarán las medidas de prevención y mitigación apropiadas para que no se vea comprometida la seguridad nuclear. Algunos sucesos externos pueden provocar incendios o inundaciones internos, o conducir a la generación de proyectiles. En el diseño se examinará también esta interrelación entre los sucesos externos e internos, cuando corresponda.

### *Sucesos externos*

6.21. Se determinará la base de diseño para los sucesos externos naturales y provocados por el hombre. Entre los sucesos que se tomarán en consideración figurarán los que se hayan determinado en la evaluación del emplazamiento (véase la sección 5). Se prestará atención también a los riesgos de terremoto (véanse los párrs. 5.15, 5.16 y 6.17), incluida la posibilidad de equipar la instalación del reactor de investigación con sistemas de detección sísmica que activen los sistemas de parada automática del reactor cuando se supere un umbral especificado.

### *Incendios y explosiones*

6.22. Los SSC importantes para la seguridad se diseñarán y situarán, en la medida en que sea compatible con los otros requisitos de seguridad, de modo que se reduzcan al mínimo los efectos de los incendios y explosiones. Se llevarán a cabo un análisis del riesgo de incendio y un análisis del riesgo de explosión en la instalación del reactor de investigación para determinar las categorías a las que han de pertenecer las barreras contra incendios y los medios de protección pasiva y de separación física contra incendios y explosiones. El diseño comprenderá disposiciones para prevenir o limitar la formación de atmósferas explosivas. Se dispondrá el establecimiento de sistemas de detección de incendios y de lucha contra incendios dotados de la capacidad necesaria.

6.23. Los sistemas de lucha contra incendios se activarán automáticamente cuando sea necesario. Tales sistemas se diseñarán y situarán de modo que su ruptura o su puesta en funcionamiento espuria o por inadvertencia no reduzcan significativamente la capacidad de los SSC importantes para la seguridad y no



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

afecten al mismo tiempo a los grupos de seguridad redundantes, dejando así sin efecto las medidas adoptadas para cumplir con el criterio del fallo único (véanse los párrs. 6.36 a 6.38).

6.24. Siempre que sea posible se utilizarán materiales no combustibles o ignífugos y resistentes al calor en toda la instalación del reactor de investigación, especialmente en lugares como el edificio del reactor y la sala de control. Los gases y líquidos inflamables y los materiales combustibles que puedan producir o contribuir a producir mezclas explosivas se mantendrán en el mínimo necesario y se almacenarán en instalaciones adecuadas para mantener aisladas las sustancias reactivas.

6.25. Deberá preservarse la capacidad de parar el reactor, extraer el calor residual, confinar el material radiactivo y vigilar el estado de la instalación. Esta capacidad se mantendrá mediante la adecuada incorporación de partes redundantes, sistemas diversos, separación física y un diseño que tenga en cuenta la seguridad intrínseca, de modo que se cumplan los siguientes objetivos:

- a) prevenir incendios y explosiones;
- b) detectar y extinguir rápidamente los incendios que se produzcan, limitando así los daños causados;
- c) prevenir la propagación de los incendios que no se extingan y de los incendios provocados por explosiones, a fin de reducir al mínimo los efectos en el desempeño de las funciones esenciales de la instalación.

### *Límites de diseño de los parámetros*

6.26. Se especificarán los límites de diseño de todos los parámetros pertinentes para cada estado operacional del reactor y para los DBA.

6.27. Se hará una comparación de las secuencias de sucesos para identificar los valores de los parámetros más decisivos. Los valores límite de los parámetros que se obtengan se utilizarán, con un margen razonable, en el diseño de los distintos sistemas y componentes, incluidos los dispositivos experimentales.

### *Diseño para los estados operacionales*

6.28. El reactor de investigación se diseñará de modo que funcione en condiciones de seguridad dentro de los márgenes de valores previamente definidos para diversos parámetros, y con sujeción a los requisitos y restricciones de todos los estados operacionales, cumpliendo al mismo tiempo el objetivo de

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

protección radiológica. En el diseño se tendrán en cuenta los requisitos relacionados con la utilización prevista del reactor, incluidos los requisitos de estabilidad de la potencia. El diseño deberá garantizar que la respuesta del reactor y de sus sistemas conexos a una amplia gama de sucesos, entre ellos los incidentes operacionales previstos, permita su funcionamiento en condiciones de seguridad o la reducción de la potencia, cuando se requiera, sin necesidad de invocar disposiciones más allá del primer, o como máximo del segundo, nivel de defensa en profundidad.

6.29. Los requisitos y restricciones que se exponen en el párr. 6.28 servirán de base para los LCO. El diseño deberá facilitar el establecimiento de un conjunto viable de LCO para el funcionamiento del reactor.

### *Diseño para condiciones de accidente*

6.30. Cuando se requiera la adopción de medidas rápidas y fiables en respuesta a los sucesos iniciadores postulados, el diseño del reactor incluirá medios de puesta en marcha automática de los sistemas de seguridad necesarios. Después de un DBA puede ser menester, en algunos casos, que el operador ponga el reactor en un estado estable y duradero y adopte medidas para limitar la emisión de material radiactivo. El diseño deberá reducir en el mayor grado posible las exigencias impuestas al operador, en particular durante un DBA y después de él.

6.31. Los elementos importantes para la seguridad se diseñarán de modo que resistan los efectos de las condiciones de carga y ambientales extremas (por ej., niveles extremos de temperatura, humedad o radiación) provocadas por los DBA. El régimen de parada estable y duradero después de un accidente puede diferir del régimen de parada inicial. En el diseño se incorporarán disposiciones, incluido un coeficiente de potencia negativo, para poner el reactor en un régimen de parada estable y duradero.

### *Elementos técnicos de seguridad*

6.32. Los elementos técnicos de seguridad son sistemas de seguridad que se establecen principalmente para limitar o mitigar las consecuencias de los incidentes operacionales previstos y de los DBA. Como ejemplos de elementos técnicos de seguridad cabe mencionar los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y los medios de confinamiento (en particular, los sistemas de ventilación de emergencia). Los requisitos específicos relativos a estos sistemas y sus elementos suplementarios se establecen en los párrs. 6.115 a 6.130. Los demás elementos técnicos de seguridad, tales como un segundo sistema de

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

parada, una estructura de confinamiento u otros sistemas, se diseñarán también de conformidad con estos requisitos.

6.33. La necesidad de elementos técnicos de seguridad se determinará a partir del análisis de seguridad. Se especificarán los accidentes a los que deben poder hacer frente estos sistemas y se realizarán análisis para demostrar que los sistemas cumplen los requisitos. Se establecerán los sistemas y subsistemas que sean indispensables para el buen funcionamiento de los elementos técnicos de seguridad (por ejemplo el suministro de energía eléctrica de emergencia para el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo).

6.34. Se determinarán en detalle la base de diseño y las diversas modalidades de funcionamiento de cada elemento técnico de seguridad, incluidas la medida en que el elemento será automático y las condiciones en que se justificará su inactivación manual. En el diseño de los elementos técnicos de seguridad se tendrá en cuenta lo siguiente:

- a) la fiabilidad de los componentes, la independencia de los sistemas, la redundancia, las características de seguridad intrínseca, la diversidad y la separación física de los sistemas redundantes;
- b) la utilización de material que resista a los DBA postulados (por ej., en relación con los niveles de radiación o con la descomposición radiolítica);
- c) las disposiciones relativas a la inspección, el ensayo periódico y el mantenimiento (incluso en condiciones de DBA simulado, cuando sea posible), a fin de cerciorarse de que los elementos técnicos de seguridad siguen funcionando o se encuentran en estado de preparación para cumplir sus funciones, y responderán de manera fiable y eficaz cuando sea menester.

### **Diseño para lograr la fiabilidad**

6.35. Se establecerán límites máximos autorizados de no disponibilidad del reactor de investigación para determinados sistemas o componentes de seguridad a fin de garantizar la necesaria fiabilidad en el cumplimiento de las funciones de seguridad. Se utilizarán las siguientes medidas, si es necesario combinadas, para alcanzar y mantener la fiabilidad requerida, según la importancia de las funciones de seguridad que hayan de realizar los SSC. Se prestará atención a los sistemas de programas y de equipo informáticos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

### *La redundancia y el criterio del fallo único*

6.36. Se aplicará el principio de la redundancia como principio de diseño fundamental para aumentar la fiabilidad de los sistemas importantes para la seguridad. El diseño deberá garantizar, sobre la base del análisis, que ningún fallo pueda dar lugar a la pérdida de la capacidad de un sistema de desempeñar las funciones de seguridad para las que esté previsto.

6.37. Los conjuntos de equipo múltiples que no puedan someterse a ensayo individualmente no se considerarán redundantes.

6.38. El grado de redundancia adoptado será reflejo de la posibilidad de fallos no detectados que puedan reducir la fiabilidad. Los fallos posibles se considerarán indetectables si no existe ningún ensayo o método de inspección que permita descubrirlos. Para los fallos no detectados, se partirá de la base de que pueden producirse en cualquier momento, o bien se aplicarán otros métodos, tales como la vigilancia de elementos de referencia, métodos validados de cálculo y el uso de márgenes de seguridad conservadores<sup>19</sup>.

### *Diversidad*

6.39. La diversidad se aplica a sistemas o componentes redundantes que realizan la misma función de seguridad incorporando en esos sistemas o componentes atributos diferentes, tales como:

- a) diferentes principios de funcionamiento;
- b) diferentes condiciones de funcionamiento;
- c) su producción por diferentes fabricantes.

6.40. El principio de la diversidad puede aplicarse para aumentar la fiabilidad y reducir la posibilidad de fallos debidos a causa común. El principio de la diversidad se adoptará siempre que sea posible, previa consideración de las posibles desventajas en cuanto a la complicación del funcionamiento, el mantenimiento y el ensayo de los diversos equipos.

---

<sup>19</sup> El margen de seguridad es la diferencia entre el límite de seguridad y el límite operacional. A veces se expresa como la razón de estos dos valores.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

### *Independencia*

6.41. El principio de la independencia (por ej., el aislamiento funcional y la separación física por medio de la distancia, de barreras o de una disposición especial de los componentes del reactor) se aplicará, cuando sea el caso, para aumentar la fiabilidad de los sistemas, en particular respecto de los fallos debidos a causa común.

### *Diseño de mecanismos de seguridad intrínseca*

6.42. El principio del diseño de mecanismos de seguridad intrínseca se tomará en consideración y se adoptará, en su caso, en el diseño de los sistemas y componentes importantes para la seguridad: los sistemas de la instalación del reactor de investigación se diseñarán de modo que pasen a un estado seguro, sin necesidad de adoptar ninguna medida, cuando falle un sistema o un componente.

### *Facilidad de ensayo y mantenimiento*

6.43. Los elementos del reactor que son importantes para la seguridad se diseñarán y dispondrán de manera que puedan ser debidamente inspeccionados y sometidos a ensayo y mantenimiento según sea necesario, antes de la puesta en servicio y a intervalos regulares después de ella, según su importancia para la seguridad. La distribución en planta del reactor deberá facilitar estas actividades y permitir que se realicen sin una exposición indebida del personal de explotación a la radiación. Si no es posible disponer el adecuado acceso a un componente para realizar los ensayos requeridos, en el análisis de seguridad se tendrá en cuenta la posibilidad de fallos no detectados.

### **Diseño para la puesta en servicio**

6.44. El diseño comprenderá los elementos necesarios para facilitar el proceso de puesta en servicio del reactor. Estos elementos del diseño pueden incluir disposiciones para el funcionamiento con núcleos de transición de diferentes geometrías, que pueden requerir refrigeración de circulación forzada.

### **Disposiciones para la inspección, el ensayo y el mantenimiento**

6.45. El diseño del reactor deberá permitir el adecuado ensayo e inspección funcional de los elementos importantes para la seguridad con el fin de cerciorarse de que los sistemas cumplirán sus funciones de seguridad con la fiabilidad requerida. Esto es particularmente importante en el caso de los componentes

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

pasivos y de los sistemas cuya capacidad de funcionar no se suele verificar en la explotación normal. Algunos factores importantes que deberán considerarse son la facilidad para realizar los ensayos e inspecciones, la medida en que esos ensayos e inspecciones representan las condiciones reales y la necesidad de mantener activas las funciones de seguridad durante los ensayos. Cuando sea posible y adecuado, deberían instalarse circuitos de autocomprobación en los sistemas eléctricos y electrónicos.

6.46. En el diseño deberán adoptarse disposiciones respecto de la adecuada accesibilidad, el blindaje, la manipulación a distancia, los niveles posteriores a la irradiación y la descontaminación a fin de mantener las dosis de radiación y la absorción de material radiactivo durante el mantenimiento en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar. Los materiales se seleccionarán de modo que se reduzcan al mínimo los niveles de activación en los elementos expuestos a altos flujos de neutrones.

6.47. En el diseño del reactor se dispondrá lo necesario para facilitar la inspección corriente durante el servicio con ayuda de técnicas apropiadas de análisis no destructivo para determinar las condiciones de los SSC sujetos a corrosión, erosión, fatiga u otros efectos del envejecimiento.

### **Diseño relativo a la planificación para casos de emergencia<sup>20</sup>**

6.48. Se considerará la posibilidad de incorporar elementos de diseño específicos con el fin de facilitar la planificación para casos de emergencia, en función de los riesgos potenciales que se deriven del reactor. La necesidad de esos elementos de diseño podrá determinarse mediante análisis de losbdba. Las medidas aceptables se establecerán, cuando sea posible, a partir de supuestos, métodos y criterios de análisis realistas o basados en las estimaciones óptimas. No deberán entrañar necesariamente el uso de procedimientos técnicos conservadores. La instalación del reactor de investigación deberá tener un número suficiente de salidas de emergencia seguras, señaladas de modo claro y duradero, con iluminación de emergencia fiable, ventilación y otros servicios esenciales para su empleo en condiciones de seguridad. Las salidas de emergencia deberán cumplir los requisitos internacionales pertinentes de delimitación de zonas de radiación y protección contra incendios, así como los requisitos nacionales relacionados con la seguridad industrial y la protección física de la instalación.

---

<sup>20</sup> Véase un examen más a fondo del estudio de secuencias en el análisis de seguridad en los párrs. 7.72 a 7.78.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.49. Deberán disponerse sistemas de alarma y medios de comunicación adecuados de modo que todas las personas que se encuentren en la instalación del reactor de investigación y en el emplazamiento puedan recibir avisos e instrucciones, aun en condiciones de accidente. La disponibilidad de los medios de comunicación necesarios para la seguridad dentro de la instalación del reactor de investigación deberá estar garantizada en todo momento. Deberá haber medios de comunicación en la sala de control y también en la sala de control suplementaria, si existe<sup>21</sup>. Este requisito habrá de tenerse en cuenta en el diseño y en la diversidad de los medios de comunicación que se elijan.

### Diseño para la clausura

6.50. En el diseño del reactor y de sus dispositivos experimentales se tendrá en cuenta la necesidad de facilitar su clausura final. A este respecto, se prestará atención al requisito de mantener la exposición a la radiación del personal y del público durante la clausura en el nivel más bajo que sea razonablemente posible alcanzar, y a garantizar la adecuada protección del medio ambiente contra una contaminación radiactiva indebida. Para ello, se tendrán en cuenta en el diseño los siguientes aspectos:

- a) la selección de los materiales de modo que se reduzca al mínimo la activación y se facilite la descontaminación;
- b) la optimización de la distribución en planta de la instalación y de las vías de acceso para facilitar la remoción de los componentes de grandes dimensiones y la retirada y manipulación (a distancia, cuando sea necesario) de los componentes activados;
- c) el procesamiento y almacenamiento de los desechos radiactivos.

6.51. Además, se conservarán todos los detalles de los requisitos del diseño y de la información relativa al emplazamiento y el diseño y construcción finales de la instalación, tales como la caracterización radiológica natural “de referencia” y los planos de la distribución en planta de la instalación conforme a obra, las tuberías y la colocación de cables, como información necesaria para la clausura. En la ref. [16] figura más orientación acerca de estos requisitos.

---

<sup>21</sup> En el párr. 6.144 figuran más detalles sobre la sala de control suplementaria.

## Diseño para la protección radiológica

6.52. Para todos los estados operacionales y los DBA, deberá disponerse lo necesario en el diseño, sobre la base de un programa coherente de protección radiológica y de conformidad con el objetivo de protección radiológica (véase el párr. 205 de la ref. [1], citada en el párr. 2.2), para asegurar el blindaje, la ventilación, la filtración y la existencia de sistemas de desintegración del material radiactivo (tales como tanques de retardo) y de instrumentos de vigilancia de la radiación y el material radiactivo presente en el aire dentro y fuera de la zona controlada.

6.53. Los valores de las dosis que se utilizarán en el diseño deberán establecerse con un margen suficiente para garantizar que no se superen los límites autorizados. El blindaje, la ventilación, la filtración y los sistemas de desintegración del reactor y sus instalaciones conexas se diseñarán de manera que se tengan en cuenta las incertidumbres en las prácticas de explotación y en todos los estados operacionales y DBA.

6.54. Los materiales estructurales (como los soportes del núcleo, el reticulado y los tubos-guía), en particular los que se hayan de utilizar cerca del núcleo, deberán escogerse cuidadosamente para reducir la dosis absorbida por el personal durante la explotación, la inspección, el ensayo y el mantenimiento, así como la clausura, y para que cumplan sus otras funciones. En las disposiciones que se adopten para la protección radiológica de las personas dentro y fuera del emplazamiento se prestará la debida atención a los efectos de los radionucleidos (por ej.,  $^{16}\text{N}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{24}\text{Na}$  y  $^{60}\text{Co}$ ) producidos por activación neutrónica en los sistemas de procesamiento del reactor.

6.55. El diseño abarcará las disposiciones necesarias para separar los materiales con arreglo a sus características radiológicas, físicas y químicas, facilitar su manipulación, y proteger a los trabajadores y al público mediante el control del acceso. Para ello se establecerán dentro de la instalación (en las zonas supervisadas y controladas) (véase el glosario) zonas que estarán clasificadas según su potencial de riesgo. Estas zonas estarán claramente delimitadas y señaladas. Cuando sea necesario, las superficies se diseñarán de la manera adecuada para facilitar la descontaminación.

6.56. El diseño comprenderá el blindaje requerido no solo para el reactor sino también para los dispositivos experimentales y las instalaciones conexas (por ej., los tubos de haces, las guías de partículas o las instalaciones de radiografía neutrónica o terapia por captura de neutrones en boro) y deberá preverse la



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

instalación del blindaje necesario para la utilización futura del reactor y otras fuentes de radiación. Se prestará la debida atención a los análisis de riesgos y a las disposiciones para el blindaje en relación con el uso de tubos de haces y otros dispositivos experimentales.

6.57. Se deberán prever sistemas de ventilación con la adecuada filtración para su uso en los estados operacionales y en los DBA. En muchos reactores de investigación, los sistemas de ventilación con filtrado son esenciales para el desempeño de la función de confinamiento del material radiactivo (véanse los párrs. 6.120 a 6.130).

6.58. La protección y la seguridad se optimizarán adoptando las medidas necesarias en el diseño y la distribución en planta del reactor y de sus instalaciones y dispositivos experimentales, con objeto de limitar la exposición y la contaminación ocasionada por todas las fuentes. Tales medidas comprenderán el diseño adecuado de los SSC para reducir la exposición durante la inspección, el ensayo y el mantenimiento, proveer blindaje contra la radiación directa y dispersada, y establecer medios para vigilar y controlar el acceso al reactor y a sus instalaciones y dispositivos experimentales.

6.59. En el diseño se adoptarán disposiciones para la manipulación de los desechos radiactivos generados por el reactor de investigación. Deberán preverse instalaciones de descontaminación adecuadas para el personal y el equipo y procedimientos de manipulación de los desechos radiactivos resultantes de las actividades de descontaminación.

### **Diseño para la protección física**

6.60. En el diseño se dispondrá lo necesario para impedir la entrada no autorizada al emplazamiento o a los edificios del emplazamiento, con el objetivo principal de prevenir el robo o la retirada no autorizada de material nuclear y el sabotaje.

### **Factores humanos y consideraciones ergonómicas**

6.61. Los factores humanos son un aspecto importante de la seguridad de los reactores de investigación porque el estado del reactor cambia con frecuencia y el operador tiene fácil acceso al núcleo del reactor y a los experimentos. Los factores humanos y las interfaces persona-máquina se examinarán sistemáticamente en una fase temprana y a lo largo de todo el proceso de diseño.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.62. Debido a la flexibilidad que se requiere en la explotación de un reactor de investigación, puede ser necesario para la seguridad de determinadas actividades establecer controles y procedimientos administrativos. En el diseño se prestará especial atención a garantizar que, si es necesario utilizar controles y procedimientos administrativos, esos controles sean factibles. Los procedimientos administrativos pueden comprender normas de explotación en forma de LCO, establecidos a partir del diseño del reactor y del análisis de seguridad.

6.63. Se prestará especial atención a los factores humanos y a la aplicación de principios ergonómicos en el diseño de la sala de control y de los sistemas del reactor, cuando corresponda. En el caso de los parámetros que son importantes para la seguridad, el operador contará con claras indicaciones en pantalla y señales sonoras. Las medidas de seguridad se activarán automáticamente, de modo que no sea necesaria la intervención inmediata del operador. En el diseño deberán reducirse al mínimo las exigencias impuestas al operador a fin de aliviar su carga y reducir las posibilidades de errores humanos y, a la luz de estos factores, se tendrá en cuenta la necesidad de enclavamientos y controles de acceso jerárquico (por ej., claves y contraseñas).

6.64. En lo que respecta a la presentación de información visual y sobre los instrumentos y alarmas, el diseño deberá promover la eficiencia de las intervenciones del operador dentro de los límites del tiempo disponible, de las condiciones del entorno físico previstas y de la presión psicológica a la que pueda estar sometido el operador.

### **Disposiciones relativas a la utilización y modificación**

6.65. Los reactores de investigación son flexibles por naturaleza y pueden encontrarse en muchos estados diferentes. En el diseño deberán adoptarse precauciones especiales en relación con la utilización y modificación del reactor de investigación para garantizar que en todo momento se conozca su configuración. En particular, se prestará especial atención al equipo experimental, ya que:

- a) puede ser causa directa de peligros si falla;
- b) puede ser causa indirecta de peligros si afecta al funcionamiento seguro del reactor;
- c) puede aumentar el peligro provocado por un suceso iniciador si falla a causa de él y si ello repercute en la secuencia de sucesos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.66. Toda modificación propuesta a un experimento o a un reactor que pueda tener importancia para la seguridad se diseñará ateniéndose a los mismos principios que los que se aplican al propio reactor (véanse el párr. 7.88 y la ref. [15]). En particular, todos los dispositivos experimentales se diseñarán de modo que cumplan normas equivalentes a las que se aplican al propio reactor y serán plenamente compatibles con éste en cuanto a los materiales utilizados, la integridad estructural y la provisión de protección radiológica. En el diseño de todos los dispositivos experimentales se tendrán en cuenta el inventario radiactivo y la generación y liberación de energía.

6.67. Cuando los dispositivos experimentales penetren en las barreras del reactor, deberán diseñarse de modo que se preserven los medios de confinamiento y blindaje del reactor. Los sistemas de protección de los dispositivos experimentales se diseñarán de manera que protejan tanto el dispositivo como el reactor.

### **Selección y envejecimiento de los materiales**

6.68. En la fase de diseño, se adoptará un margen de seguridad adecuado que tenga en cuenta las propiedades previstas de los materiales al final de su vida útil. Cuando no se disponga de datos sobre los materiales, se establecerá un programa adecuado de inspección y ensayo periódico de los materiales y los resultados que se obtengan de ese programa se utilizarán para examinar la idoneidad del diseño a intervalos apropiados. A tal efecto, puede ser necesario prever en el diseño la vigilancia de los materiales cuyas propiedades mecánicas puedan cambiar durante el servicio debido a factores tales como la tensocorrosión o cambios provocados por la radiación. Los factores de seguridad se pueden mejorar seleccionando materiales de gran resistencia o con un alto punto de fusión.

6.69. A fin de garantizar que todos los elementos importantes para la seguridad sean capaces de cumplir sus funciones de seguridad, se adoptarán en el diseño márgenes apropiados que tengan en cuenta los efectos pertinentes del envejecimiento y la degradación que éste pueda causar. Los efectos del envejecimiento se tendrán en cuenta respecto de todos los estados operacionales, incluidos los períodos de mantenimiento y parada.

6.70. Se adoptarán asimismo disposiciones para la necesaria labor de vigilancia, ensayo, muestreo e inspección con objeto de detectar, evaluar, prevenir y mitigar los efectos del envejecimiento.

## **Disposiciones para la parada prolongada**

6.71. Muchos reactores de investigación se ponen en régimen de parada por periodos prolongados con diversos propósitos, por ejemplo, para efectuar modificaciones o para preparar la clausura. En el diseño se adoptarán disposiciones para atender a las necesidades que surgen durante los periodos de parada prolongada, tales como la necesidad de mantener las condiciones del combustible nuclear, el refrigerante o el moderador, de realizar inspecciones, ensayos periódicos y trabajos de mantenimiento de los SSC pertinentes de la instalación, y de asegurar la protección física. Se prestará especial atención a los venenos neutrónicos de período largo, que pueden afectar a la nueva puesta en marcha del reactor.

## **Análisis de seguridad**

6.72. Se realizará un análisis de seguridad del diseño del reactor de investigación, que abarcará análisis de la respuesta del reactor a una serie de sucesos iniciadores postulados (tales como el funcionamiento defectuoso o el fallo del equipo, errores del operador o sucesos externos) que puedan provocar ya sea incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente (véase también la ref. [7]). Estos análisis servirán de base para el diseño de los elementos importantes para la seguridad y la selección de los LCO del reactor. Los análisis se utilizarán asimismo, según corresponda, en la elaboración de procedimientos de explotación, programas de inspección y ensayo periódico, prácticas de mantenimiento de registros, planes de mantenimiento, propuestas de modificaciones y planes para casos de emergencia.

6.73. El análisis de seguridad comprenderá lo siguiente:

- a) la caracterización de los sucesos iniciadores postulados que correspondan;
- b) un análisis de las secuencias de sucesos y la evaluación de las consecuencias de los sucesos iniciadores postulados;
- c) la comparación de los resultados del análisis con los criterios de aceptación radiológica y los límites del diseño;
- d) la demostración de que es posible hacer frente a los incidentes operacionales previstos y a los DBA mediante una respuesta automática de los sistemas de seguridad, combinada con las intervenciones prescritas del operador;
- e) la determinación de los LCO para el funcionamiento normal;
- f) el análisis de los sistemas de seguridad y los elementos técnicos de seguridad;
- g) el análisis de los medios de confinamiento.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.74. Para cada suceso iniciador postulado se tendrá en cuenta en la evaluación información cualitativa y cuantitativa sobre los siguientes aspectos :

- a) los parámetros de entrada, las condiciones iniciales, las condiciones en los límites, los supuestos, los modelos y los códigos utilizados;
- b) la secuencia de sucesos y el comportamiento de los sistemas del reactor;
- c) la sensibilidad a los modos de fallo único y a los fallos debidos a causa común;
- d) la sensibilidad a factores humanos;
- e) el análisis de los estados transitorios;
- f) la determinación de los estados de deterioro;
- g) las posibilidades de emisión de productos de fisión y de exposición a la radiación;
- h) la derivación de los términos fuente;
- i) la evaluación de las consecuencias radiológicas.

6.75. Para cada secuencia de accidentes se indicará en qué medida se necesitan sistemas de seguridad y, en su caso, sistemas de procesos funcionales para operar en condiciones de DBA. Estos sucesos se evalúan normalmente mediante métodos deterministas. Pueden utilizarse técnicas probabilistas para complementar la evaluación. Los resultados de estos análisis complementarios aportan información para el diseño de los sistemas de seguridad y la definición de sus funciones.

6.76. Cuando corresponda, el análisis deberá incluir el examen de los dispositivos experimentales en lo que respecta a sus propios aspectos de seguridad y a sus efectos en el reactor (véase la ref. [15]).

6.77. La aplicabilidad de los métodos de análisis deberá verificarse.

6.78. Los resultados del análisis de seguridad del reactor, incluidos los efectos de las perturbaciones previstas de los procesos y de los fallos de componentes y errores humanos postulados (los sucesos iniciadores postulados) y sus consecuencias, se recogerán en el SAR con el fin de evaluar la capacidad del reactor para controlar y superar tales situaciones y fallos.

## REQUISITOS ESPECÍFICOS DEL DISEÑO

### **Núcleo del reactor y sistema de control de la reactividad**

#### *Diseño del núcleo y el combustible del reactor*

6.79. En el diseño de los elementos y conjuntos combustibles, los reflectores y otros componentes del núcleo se tendrán en cuenta las consideraciones neutrónicas, termohidráulicas, mecánicas, químicas y relacionadas con los materiales y con la irradiación que se apliquen al reactor en su conjunto.

6.80. Se efectuarán análisis para demostrar que las condiciones y los límites de irradiación previstos (como la densidad de fisión, las fisiones totales al final de la vida útil y la fluencia neutrónica) son aceptables y no darán lugar a una deformación o dilatación indebidas de los elementos combustibles. Se evaluará el límite superior previsto de la deformación posible. Estos análisis se respaldarán con datos de experimentos y de la experiencia adquirida con la irradiación. En el diseño de los elementos combustibles deberá prestarse atención a los requisitos relacionados con la gestión a largo plazo de los elementos irradiados.

6.81. En el diseño del núcleo se tendrán en cuenta todas las configuraciones previsibles del núcleo del reactor, desde el núcleo inicial hasta el núcleo en equilibrio, para los diversos planes de explotación aplicables.

6.82. El núcleo del reactor (es decir, los elementos combustibles, los reflectores, la geometría del canal de refrigeración, los dispositivos de irradiación y las partes estructurales) deberá diseñarse de modo que los parámetros pertinentes se mantengan dentro de los límites especificados en todos los estados operacionales. En el diseño se adoptarán disposiciones para la vigilancia de la integridad del combustible. En caso de detectarse un fallo del combustible, se llevará a cabo una investigación para determinar el elemento combustible que lo haya causado. No se superarán los límites autorizados (véanse también los párrs. 7.96 a 7.102) y, si es necesario, se parará el reactor y el elemento combustible causante del fallo se descargará del núcleo.

6.83. El núcleo del reactor se diseñará de modo que el deterioro del combustible en caso de DBA se mantenga dentro de límites aceptables.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.84. El núcleo del reactor, incluidos los elementos combustibles, los mecanismos de control de la reactividad<sup>22</sup> y los dispositivos experimentales, deberá diseñarse y construirse de modo tal que no se superen los límites de diseño admisibles especificados para todos los estados operacionales. Al establecer estos límites se incorporará un margen adecuado, que tenga en cuenta las incertidumbres y las tolerancias técnicas.

6.85. El núcleo del reactor deberá diseñarse de modo que el reactor pueda pararse, enfriarse y mantenerse en un estado subcrítico con un margen adecuado para todos los estados operacionales y los DBA. Se evaluará el estado del reactor respecto de determinados BDBA.

6.86. Siempre que sea posible, deberían utilizarse en el diseño del núcleo del reactor elementos inherentes de seguridad para reducir al mínimo las consecuencias de las condiciones de accidente (que se produzcan por estados transitorios o inestabilidades).

### *Sistema de control de la reactividad*

6.87. En los dispositivos de control de la reactividad deberá disponerse de suficiente reactividad negativa para que el reactor pueda ponerse y mantenerse en régimen subcrítico en todos los estados operacionales y en las condiciones de DBA, teniendo en cuenta las disposiciones experimentales cuya contribución a la reactividad positiva sea máxima. En el diseño de los dispositivos de control de la reactividad se tendrán en cuenta el desgaste y los efectos de la irradiación, tales como el quemado, los cambios de las propiedades físicas y la producción de gas.

6.88. La tasa máxima de adición de reactividad positiva permitida por el sistema de control de la reactividad o por un experimento deberá especificarse y limitarse a valores justificados en el SAR.

6.89. En el diseño deberá demostrarse que el sistema de control de la reactividad funcionará adecuadamente en todos los estados operacionales del reactor y mantendrá su capacidad de parar el reactor también en todos los DBA, incluidos los fallos del propio sistema de control.

---

<sup>22</sup> Los mecanismos de control de la reactividad son dispositivos de todo tipo para controlar la reactividad, tales como barras de regulación, barras de control, barras o placas de parada y dispositivos para controlar el nivel del moderador.

### **Sistema de parada del reactor**

6.90. En el diseño se incorporará como mínimo un sistema de parada automática. Según las características del reactor podrá ser necesario prever un segundo sistema de parada independiente, aspecto al que deberá prestarse la debida atención.

6.91. La eficacia, la rapidez de acción y el margen de parada<sup>23</sup> del sistema de parada del reactor deberán ser tales que se cumplan los límites y condiciones especificados.

6.92. Ningún fallo del sistema de parada deberá poder impedir que el sistema cumpla su función de seguridad cuando sea necesario (por ej., con la barra de parada más reactiva atascada en la posición externa).

6.93. Podrán ser necesarias una o más iniciaciones manuales adecuadas para la parada de emergencia, aspecto al que también deberá prestarse la debida atención.

6.94. Se deberán prever los instrumentos y especificar los ensayos que habrán de realizarse para garantizar que los medios de parada se encuentren siempre en las condiciones estipuladas para un determinado estado del reactor. En el caso de los sistemas digitales de control de la reactividad informatizados, se realizarán verificaciones y validaciones de los programas informáticos.

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

6.95. El sistema de protección del reactor deberá ser automático e independiente de otros sistemas. Además, deberá preverse una señal de disparo manual del reactor como señal de entrada al sistema de protección.

6.96. El sistema de protección del reactor deberá ser capaz de iniciar automáticamente las medidas protectoras necesarias para la gama completa de sucesos iniciadores postulados con el fin de que el suceso finalice en condiciones de seguridad. Al establecer esta capacidad deberá tenerse en cuenta la posibilidad

---

<sup>23</sup> El margen de parada es la reactividad negativa añadida a la reactividad negativa necesaria para mantener el reactor en estado subcrítico sin límite de tiempo con el dispositivo de control más reactivo retirado del núcleo y todos los experimentos que pueden desplazarse o cambiarse durante el funcionamiento en su situación más reactiva.



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

de funcionamiento defectuoso (fallo único) de partes del sistema. En algunos casos podrá considerarse que la actuación manual del operador es suficientemente fiable, siempre que:

- a) se disponga de suficiente tiempo;
- b) la información se elabore y presente adecuadamente;
- c) el diagnóstico sea sencillo y las medidas se definan claramente;
- d) no se impongan exigencias excesivas al operador.

6.97. Se tendrá en cuenta el suministro de los medios necesarios para iniciar la parada del reactor desde un lugar distante.

6.98. El sistema de protección del reactor se concebirá de modo que las acciones automáticas necesarias, una vez que comiencen, no puedan impedirse o prevenirse con acciones manuales y que no se requieran acciones manuales poco tiempo después de haber ocurrido un accidente. Las medidas protectoras, una vez que se hayan iniciado automáticamente por el sistema de protección del reactor, se diseñarán para proseguir hasta el final. Tales acciones automáticas del sistema de protección del reactor no se reiniciarán automáticamente y para la vuelta al funcionamiento se requerirá la acción deliberada del operador.

6.99. La posibilidad de que se evadan los enclavamientos y disparos del sistema de protección del reactor se evaluará cuidadosamente y en este sistema se incorporarán medios apropiados para proteger los enclavamientos y disparos importantes para la seguridad contra la posibilidad de que sean eludidos inadvertidamente.

6.100. El diseño del sistema de protección del reactor incluirá suficientes elementos de redundancia e independencia para que no pueda producirse ningún fallo ante la pérdida de acciones protectoras automáticas. Se utilizarán técnicas de diseño como la seguridad intrínseca y la diversidad, en la medida de lo posible, para prevenir la pérdida de la función de protección del reactor. Las medidas protectoras apropiadas se diseñarán para iniciarse de modo automático.

6.101. El sistema de protección del reactor se diseñará de manera que el reactor quede en condiciones de seguridad y se mantenga en esas condiciones aun cuando el sistema de protección esté sometido a un fallo debido a causa común factible (por ejemplo, fallo del equipo informático o fallo por envejecimiento o factores humanos).

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.102. Todos los componentes del sistema de protección del reactor serán capaces de ser sometidos a ensayos funcionales.

6.103. En el diseño se velará por que se puedan establecer puntos de tarado con un margen entre el punto de iniciación y los límites de seguridad, de modo que la acción iniciada por el sistema de protección del reactor pueda controlar el proceso antes de que se alcance el límite de seguridad. Algunos de los factores contemplados para establecer este margen son los siguientes:

- a) exactitud de los instrumentos;
- b) incertidumbres de la calibración;
- c) corrimiento de los instrumentos;
- d) tiempos de respuesta de los instrumentos y los sistemas.

6.104. Cuando se prevea utilizar un sistema informatizado en el sistema de protección del reactor, se aplicarán los siguientes requisitos además de los enunciados en los párrs. 6.138 a 6.140:

- a) se utilizarán equipos y programas informáticos de alta calidad y los mejores procedimientos;
- b) todo el proceso de desarrollo, incluido el control, los ensayos y la introducción de los cambios de diseño, será documentado sistemáticamente y podrá ser revisado;
- c) para confirmar la fiabilidad de los sistemas informatizados, se efectuará una evaluación de esos sistemas, que estará a cargo de personal especializado independiente de los autores del diseño y los proveedores.

6.105. Cuando la integridad necesaria de un sistema informatizado que se prevea utilizar en un sistema de protección del reactor no pueda quedar demostrada con alto grado de confianza, se utilizarán diversos medios para garantizar el cumplimiento de las funciones de protección (por ejemplo, sistemas de cableado).

### **Sistema de refrigeración del reactor y sistemas conexos**

#### *Sistema de refrigeración del reactor*

6.106. El sistema de refrigeración del reactor se concebirá para proporcionar refrigeración adecuado al núcleo del reactor con un margen aceptable y demostrado.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.107. Los sistemas que contendrán refrigerante del reactor se concebirán de manera que permitan ensayos e inspecciones para detectar la posible aparición de filtraciones, fisuras en rápido aumento y fracturas por fragilización. En el diseño se tendrán en cuenta características que impidan la rápida propagación de defectos. Se podrá adoptar un concepto de barreras múltiples según convenga (por ejemplo, el sistema primario de refrigeración podrá estar integrado totalmente en el bloque de la piscina o en un diseño especial contra posibles infracciones).

6.108. En el diseño de los reactores de refrigeración por agua se pondrá particular cuidado en evitar la apertura del núcleo. Se utilizarán elementos especiales, como penetraciones por encima del núcleo, siempre que sea factible, aliviaderos de sifones y dispositivos de aislamiento adecuados. Se garantizará un diseño y fabricación de alta calidad, junto con las características de facilidad de inspección, ensayo y redundancia, según proceda.

6.109. El confin del refrigerante del reactor se diseñará de modo que facilite la inspección y los ensayos previos al servicio y durante el servicio.

6.110. Cuando se requiera un sistema independiente para refrigerar el núcleo después de la parada, se proporcionará un sistema adecuado y fiable, además del sistema primario de refrigeración, para la remoción del calor residual.

6.111. En los sistemas de reactores que utilizan aletas<sup>24</sup> o sistemas equivalentes para la refrigeración de la circulación natural, y en los que esta modalidad forma parte del sistema de seguridad (o se considera un elemento técnico de seguridad), se utilizará un número apropiado de dispositivos redundantes (en aplicación del criterio de fallo único), incluidos dispositivos para verificar el funcionamiento y enviar señales al sistema de protección del reactor.

6.112. El sistema de refrigeración del reactor permitirá la transferencia fiable de calor a largo plazo del combustible al sumidero final de calor.

6.113. Si se interconectan dos sistemas de fluidos que funcionan a distintas presiones, los sistemas se concebirán para soportar la presión más alta, o se adoptarán disposiciones para impedir que se supere la presión de diseño del

---

<sup>24</sup> Una aleta es una válvula pasiva que se abre cuando el flujo es inferior a un valor establecido para permitir la creación de un circuito de circulación natural al producirse la pérdida de flujo forzado.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

sistema que funcione a la presión más baja, en el supuesto de que ocurra un fallo único.

6.114. Se dispondrá lo necesario para vigilar y controlar las propiedades (es decir, el pH y la conductividad del agua) del refrigerante y/o moderador del reactor, y para eliminar del refrigerante sustancias radiactivas, incluso productos de fisión.

### *Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo*

6.115. Cuando se requiera, se incorporará un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo para impedir daños al combustible en caso de accidente de pérdida de refrigerante. Se determinarán los accidentes a los que tenga que hacer frente el sistema y se realizarán análisis para demostrar que el sistema cumple los requisitos.

6.116. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo será capaz de mantener la temperatura del núcleo dentro de límites de seguridad especificados durante un espacio de tiempo suficiente.

6.117. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo será capaz de prevenir fallos importantes del combustible con respecto a la diversidad de accidentes de pérdida de refrigerante especificados en la base de diseño (es decir, en los DBA, los daños al combustible y las emisiones de materiales radiactivos se mantendrán dentro de los límites autorizados). Se considerarán procedimientos especiales para la refrigeración del núcleo en el caso de BDBA seleccionados.

6.118. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se diseñará con suficiente fiabilidad para cumplir los requisitos establecidos en los párrs. 6.35 a 6.43. El sistema se concebirá para que cumpla su función prevista ante cualquier fallo único del sistema.

6.119. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo deberá permitir la inspección periódica de los componentes y ensayos funcionales periódicos apropiados para la verificación del comportamiento.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

### *Medios de confinamiento*

6.120. Cuando se requiera, se diseñarán medios de confinamiento<sup>25</sup> para asegurar que la emisión de materiales radiactivos (productos de fisión y activación) después de un accidente que entrañe la disrupción del núcleo no exceda de los límites aceptables. Los medios de confinamiento pueden incluir barreras físicas en torno a las partes principales del reactor de investigación que contienen material radiactivo. Tales barreras se concebirán para prevenir o mitigar una emisión imprevista de material radiactivo en estados operacionales o en DBA. Las barreras de confinamiento suelen comprender el edificio del reactor junto con otros elementos, que pueden ser calderas y tanques para recoger y contener derrames; un sistema de ventilación de emergencia, a menudo con filtración; dispositivos de aislamiento en penetraciones de barreras; y un punto de liberación que suele estar en un lugar elevado.

6.121. Los medios de confinamiento se diseñarán con suficiente fiabilidad para cumplir los requisitos estipulados en los párrs. 6.32 a 6.34.

6.122. Para que los medios de confinamiento funcionen de manera adecuada, la presión dentro de una barrera se ajustará a un nivel que impida la emisión incontrolada de material radiactivo al entorno desde la barrera. Al ajustar esta presión, se tendrán en cuenta las variaciones de las condiciones atmosféricas (por ejemplo, velocidad del viento y presión atmosférica).

6.123. De conformidad con la base de diseño, en el diseño de los medios de confinamiento se tomarán en consideración los efectos de condiciones extremas

---

<sup>25</sup> El confinamiento es la función de contención del material radiactivo en un reactor nuclear destinada a prevenir o mitigar su liberación imprevista. El confinamiento es una función básica de seguridad que se debe cumplir en modos operacionales normales, para incidentes operacionales previstos, en accidentes base de diseño y, en la medida posible, en accidentes más graves que el de base de diseño (véase la ref. [22], párr. 4.6). La función de confinamiento suele cumplirse mediante la ubicación de varias barreras en torno a las partes principales de un reactor nuclear que contenga material radiactivo (véanse los párrs. 2.19, 6.6). En un reactor de investigación, el edificio del reactor es la barrera final que garantiza el confinamiento. Para el confinamiento se debe tener en cuenta el uso de otras estructuras (por ejemplo, el bloque del reactor en un reactor de investigación completamente cerrado) siempre que ello sea técnicamente factible. En la mayoría de los diseños de reactores nucleares de gran potencia, el blindaje exterior sólido de la estructura del reactor es la barrera final que produce el confinamiento. Tal estructura se denomina estructura de contención o simplemente contención, la que también protege el reactor contra sucesos externos y sirve de blindaje contra las radiaciones en estados operacionales y en condiciones de accidente.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

(por ejemplo, explosiones en la barrera) y de condiciones ambientales debidas a accidentes, incluso las debidas a los sucesos externos e internos indicados en el apéndice como importantes (por ejemplo, condiciones de incendio y los aumentos conexos en las presiones locales).

6.124. Las barreras se diseñarán con márgenes adecuados para las cargas máximas calculadas de presión y temperatura previstas en condiciones de DBA.

6.125. La tasa de emisión aceptable en condiciones de DBA se determinará teniendo en cuenta el término fuente y otros parámetros como la filtración, el punto de emisión, las condiciones ambientales, y la presión y temperatura en condiciones de DBA.

6.126. Todas las penetraciones de las barreras deberán poder precintarse automáticamente y de manera fiable en caso de que surjan condiciones de DBA (incluso las que puedan producir aumentos de presión), en las que el control de las fugas de la barrera es fundamental para prevenir la emisión de material radiactivo al medio ambiente por encima de los límites aceptables.

6.127. En el diseño se incluirán disposiciones que permitan realizar pruebas iniciales y periódicas del comportamiento destinadas a verificar las tasas de fuga de aire y el comportamiento operacional del sistema de ventilación.

6.128. Cuando el confinamiento dependa de la eficiencia de los filtros, se dispondrá lo necesario para el ensayo periódico in situ de la eficiencia de los filtros.

6.129. En relación con las estructuras y componentes que realizan la función de confinamiento, se seleccionarán cuidadosamente las cubiertas y capas y sus métodos de aplicación se especificarán a efectos de garantizar el cumplimiento de sus funciones de seguridad y minimizar la interferencia con otras funciones de seguridad en caso de que se deterioren.

6.130. En los reactores de investigación que tienen asociadas mayores posibilidades de riesgo, se tendrá en cuenta la creación de una estructura de contención para que en los DBA, incluidos los sucesos internos y externos, cualquier emisión de material radiactivo se mantenga por debajo de los límites autorizados. Se establecerán procedimientos concretos para mitigar las consecuencias de determinados BDBA.

### **Dispositivos experimentales**

6.131. Los dispositivos experimentales se diseñarán de modo que no repercutan negativamente en la seguridad del reactor en ningún estado operacional. En particular, el equipo experimental se diseñará de modo que ni su funcionamiento ni su fallo produzca un cambio inaceptable en la reactividad del reactor, una reducción de la capacidad de refrigeración o una exposición radiológica inaceptable.

6.132. Se establecerá una base de diseño para cada dispositivo experimental asociado directa o indirectamente al reactor. Se tomará en consideración el inventario radiactivo del dispositivo experimental, así como la posibilidad de generación o emisión de energía. Se efectuará también un análisis de seguridad, inclusive un análisis de los daños que los sucesos iniciadores postulados del reactor causarían a los dispositivos experimentales.

6.133. Si los dispositivos de seguridad se interconectan con el sistema de protección del reactor, su diseño deberá garantizar que se mantenga la calidad del sistema de protección del reactor. Se evaluará la posibilidad de interacciones nocivas con el sistema de protección del reactor.

6.134. Cuando sea necesario para la seguridad del reactor y del experimento, en el diseño se preverá la vigilancia adecuada de los parámetros establecidos para los experimentos en la sala de control del reactor y se incluirán elementos de seguridad concretos, de ser necesario, para los sistemas del reactor, para los dispositivos experimentales y para cualquier otra instalación, como las celdas que contienen dispositivos experimentales con energía almacenada.

6.135. En los LCO se incluirán los requisitos para la utilización segura de los dispositivos experimentales y los requisitos para decidir qué dispositivos y experimentos se remitirán al órgano regulador. Se estipularán LCO y condiciones restrictivas para operaciones seguras (véase el párr. 7.35) del dispositivo, los que se incorporarán según proceda en los LCO del reactor de investigación. Se preparará un plan preliminar de clausura para el dispositivo. En la ref. [15] se proporcionan más orientaciones sobre la seguridad de los dispositivos experimentales.

### **Instrumentación y control**

6.136. El reactor dispondrá de suficientes instrumentos para supervisar sus sistemas de funcionamiento y procesamiento en condiciones normales, así como

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

para registrar todas las variables importantes para la seguridad. El reactor estará provisto de controles apropiados, tanto manuales como automáticos, para mantener los parámetros en los márgenes de explotación especificados. Tendrá suficientes indicadores e instrumentos de registro para supervisar sus parámetros importantes durante los incidentes operacionales previstos y DBA y posteriormente. Esta instrumentación será adecuada para los fines de la respuesta a emergencias.

6.137. La selección y distribución general de los instrumentos y medios de visualización se planificarán tomando en consideración los principios ergonómicos para que el operador pueda asimilar la información y adoptar medidas apropiadas en relación con la seguridad, reduciendo así su posibilidad de cometer errores. La distribución general suele estar centralizada en una sala de control del reactor debidamente equipada. Se tomarán medidas apropiadas para proteger a los ocupantes de esa sala de control durante incidentes y accidentes operacionales previstos.

6.138. Si en el diseño está previsto que un sistema importante para la seguridad dependa del funcionamiento fiable de un sistema informatizado, durante toda la vida útil del sistema se establecerán y adoptarán normas y procedimientos apropiados para la elaboración y comprobación del equipo y los programas informáticos. En los sistemas digitales de instrumentación y control informatizados se dispondrá lo necesario para la verificación, validación y comprobación de los programas informáticos.

6.139. El grado de fiabilidad necesario estará en proporción con la importancia para la seguridad del sistema. Ese grado de fiabilidad se logrará aplicando una amplia estrategia basada en diversos medios complementarios (incluido un régimen eficaz de análisis y comprobación) en cada fase de desarrollo del sistema y una estrategia de validación para confirmar que se han cumplido los requisitos del diseño del sistema. En el análisis de fiabilidad se tendrán en cuenta las condiciones en que se utilizará y almacenará el equipo y los efectos de posibles factores ambientales (por ejemplo, humedad, temperatura extrema y campos electromagnéticos).

6.140. El grado de fiabilidad supuesto en el análisis de seguridad de un sistema informatizado se basará en un cálculo conservador especificado para compensar la complejidad inherente de la tecnología y la consiguiente dificultad del análisis.

6.141. En el diseño de los sistemas de instrumentación y control se adoptarán medidas para que las fuentes de neutrones y los instrumentos utilizados para la



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

puesta en marcha se encuentren en las condiciones requeridas. Este requisito se cumplirá en todo el proceso de puesta en servicio y después de paradas prolongadas.

6.142. Se instalarán sistemas de alarma sonora y visual para advertir rápidamente de cambios en las condiciones de funcionamiento del reactor que podrían afectar a su seguridad.

6.143. En el diseño se incluirán disposiciones adecuadas para la inspección, comprobación y mantenimiento de los instrumentos relacionados con la seguridad.

6.144. Cuando sea necesario, se dispondrá de una sala de control suplementaria, separada y funcionalmente independiente de la sala de control principal, en la que el personal pueda trabajar en caso de emergencia. En la sala de control suplementaria se facilitará información relativa a parámetros importantes y a las condiciones radiológicas en la instalación y su periferia. Los sistemas ideados para este fin se considerarán sistemas relacionados con la seguridad.

### **Sistemas de protección radiológica**

6.145. Se establecerán sistemas de protección radiológica de los reactores de investigación con el fin de garantizar la vigilancia adecuada para fines de protección radiológica en estados operacionales, DBA y, en la medida posible, BDBA, inclusive:

- a) dosímetros estacionarios para supervisar la tasa de dosis de radiación local en lugares ocupados habitualmente por el personal de explotación y en otros lugares (por ejemplo, zonas de tubos de haces) en que puedan variar los niveles de radiación;
- b) dosímetros estacionarios para indicar los niveles generales de radiación en lugares apropiados en caso de incidentes operacionales previstos, DBA y, en la medida de lo posible, BDBA;
- c) monitores para medir la actividad de sustancias radiactivas en la atmósfera en las zonas que ocupe habitualmente el personal y en que pueda preverse que los niveles de radiactividad causada por aerosoles sean de tal magnitud que exijan medidas protectoras;
- d) equipo estacionario y laboratorios para definir las concentraciones de determinados radionucleidos en sistemas de proceso de fluidos y en muestras de gas y líquido tomadas de la instalación del reactor de investigación o del medio ambiente en estados operacionales, DBA y, en la medida de lo posible, BDBA;

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- e) equipo estacionario para la vigilancia de efluentes antes o durante su descarga al medio ambiente;
- f) dispositivos para medir la contaminación radiactiva superficial;
- g) instalaciones y equipo necesarios para medir las dosis y la contaminación del personal;
- h) medios de vigilancia radiológica en las puertas y otros puntos posibles de salida de la instalación para los materiales radiactivos que se extraigan del edificio del reactor sin permiso o a causa de contaminación inadvertida.

6.146. Cuando proceda, los instrumentos antes mencionados se utilizarán para que proporcionen una indicación en la sala de control y otros puestos de control apropiados en todos los estados operacionales, DBA y, en la medida de lo posible, BDBA.

6.147. Se adoptarán medidas para prevenir la difusión de contaminación radiactiva mediante sistemas de vigilancia adecuados (véanse también los párrs. 7.72 a 7.78).

6.148. Además de la vigilancia en la instalación, se adoptarán disposiciones para determinar las consecuencias radiológicas de la instalación en las inmediaciones, cuando sea necesario.

### **Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible**

6.149. En el diseño se tomarán medidas para la manipulación y el almacenamiento en condiciones de seguridad del combustible sin irradiar e irradiado.

6.150. En el diseño se dispondrá lo necesario para el almacenamiento de un número suficiente de elementos de combustible gastado. Estas disposiciones estarán en consonancia con los programas para la gestión del núcleo y la eliminación de los elementos de combustible de la instalación, y se ajustarán al requisito establecido en el párr. 6.154, así como a las condiciones restrictivas documentadas para la explotación segura y a los requisitos para el ensayo periódico especificado en los límites y condiciones operacionales y en el SAR (véase el párr. 7.35).

6.151. En el diseño se adoptarán disposiciones para la descarga segura del núcleo en todo momento.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.152. En el diseño se considerarán las consecuencias del almacenamiento de combustible gastado en un período prolongado, cuando proceda.

6.153. Se diseñarán sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible sin irradiar e irradiado con objeto de:

- a) prevenir un estado de criticidad accidental con medios físicos como el uso de una geometría apropiada y absorbentes fijos;
- b) permitir la inspección y comprobación periódicas;
- c) minimizar la probabilidad de pérdida o daño del combustible;
- d) prevenir la caída inadvertida de objetos pesados en el combustible;
- e) permitir el almacenamiento de elementos combustibles sospechosos o dañados;
- f) proporcionar protección radiológica;
- g) facilitar un medio para controlar la química y actividad del medio de almacenamiento;
- h) brindar protección física contra el robo y el sabotaje;
- i) prevenir niveles inaceptables de estrés en los elementos combustibles;
- j) especificar cada uno de los elementos combustibles.

6.154. Se diseñarán sistemas de manipulación y almacenamiento para el combustible irradiado con el fin de permitir la adecuada remoción del calor en estados operacionales y DBA.

### **Sistemas de suministro eléctrico**

6.155. Se especificará la base de diseño de los sistemas de suministro eléctrico normales y de emergencia. En esta base de diseño se considerará la disponibilidad de suministro de energía eléctrica fiable para funciones indispensables en los DBA (es decir, sistema de protección del reactor, sistemas de refrigeración, sistemas de protección radiológica, comunicaciones, protección física, instrumentación, iluminación y ventilación de emergencia).

6.156. Se tendrá en cuenta la necesidad de contar con un suministro ininterrumpido de energía eléctrica.

6.157. Se tendrá en cuenta la instalación de un sistema de suministro eléctrico de emergencia con fiabilidad suficiente para garantizar la disponibilidad de energía eléctrica de emergencia cuando se requiera para sistemas importantes desde el punto de vista de la seguridad.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

6.158. Se especificará el período máximo de interrupción del suministro eléctrico de CA y CD, y se demostrará que es aceptable.

6.159. En el diseño de un sistema de suministro eléctrico de emergencia, se tendrán en cuenta los requisitos de carga inicial de los diversos elementos de equipo servidos por el sistema.

6.160. En el diseño se incorporarán medios apropiados para comprobar la capacidad funcional del sistema de suministro eléctrico de emergencia.

6.161. En la selección y el encaminamiento de los cables eléctricos y de señales se considerarán mecanismos de fallos debidos a causa común como interferencias eléctricas e incendios, y se adoptarán soluciones apropiadas (es decir, separación, redundancia o uso de materiales adecuados).

### **Sistemas de desechos radiactivos**

6.162. El diseño y el funcionamiento (véase el párr. 7.104) del reactor de investigación serán de tal índole que minimicen la generación de desechos radiactivos. Los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos incluirán disposiciones adecuadas de control y vigilancia con el fin de mantener las emisiones al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse y por debajo de los límites autorizados.

6.163. En el diseño se considerarán sistemas de blindaje y desintegración para reducir la exposición del personal y las emisiones radiactivas al medio ambiente.

6.164. En el diseño se incorporarán medios apropiados para medir las descargas al medio ambiente, como el muestreo y la vigilancia de las descargas de efluentes radiactivos.

6.165. En el diseño se facilitarán los medios necesarios para la manipulación, recolección, procesamiento, almacenamiento, retirada del emplazamiento y disposición final de los desechos radiactivos. Cuando tengan que manipularse desechos radiactivos, se adoptarán disposiciones para la detección de fugas y la recuperación de desechos, según corresponda.

6.166. Se instalarán sistemas para la manipulación de desechos radiactivos sólidos o concentrados y para su almacenamiento en el emplazamiento durante un plazo razonable.

### **Edificios y estructuras**

6.167. Los edificios y estructuras importantes para la seguridad se diseñarán para todos los estados operacionales, los DBA y, en la medida de lo posible, los BDBA. Con todo, esos edificios y estructuras pueden constituir elementos técnicos de seguridad, para los que se establecen requisitos de diseño específicos en los párrs. 6.32 a 6.34.

6.168. Los edificios y estructuras importantes para la seguridad se diseñarán de modo que mantengan los niveles de radiación y las emisiones radiactivas dentro y fuera del emplazamiento en los niveles más bajos que pueda razonablemente alcanzarse y por debajo de los límites autorizados en todos los estados operacionales y DBA.

6.169. El grado necesario de estanqueidad del edificio del reactor o de otros edificios y estructuras que contengan materiales radiactivos y los requisitos para el sistema de ventilación se determinarán con arreglo al análisis de seguridad del reactor y su utilización.

### **Sistemas auxiliares**

6.170. El fallo de un sistema auxiliar, independientemente de su importancia para la seguridad, no podrá poner en peligro la seguridad del reactor. Se adoptarán medidas adecuadas para prevenir la emisión de materiales radiactivos al medio ambiente en caso de fallo de un sistema auxiliar que contenga material radiactivo.

6.171. Cuando sea necesario para la seguridad del reactor de investigación y sus instalaciones conexas, se adoptarán disposiciones con respecto a los sistemas de comunicación.

## 7. EXPLOTACIÓN<sup>26</sup>

### DISPOSICIONES NORMATIVAS

#### **Estructura y responsabilidades de la entidad explotadora**

7.1. La entidad explotadora establecerá una estructura de gestión apropiada para el reactor de investigación, así como todas las infraestructuras necesarias para el funcionamiento del reactor. En la organización para la explotación del reactor (personal directivo del reactor<sup>27</sup>) se incluirá el director del reactor y el personal de explotación. La entidad explotadora velará por que se adopten disposiciones para todas las funciones relacionadas con la explotación y utilización seguras de la instalación del reactor de investigación, como inspección, ensayo y mantenimiento periódicos, protección radiológica, garantía de calidad y servicios de apoyo pertinentes.

7.2. La entidad explotadora asumirá la responsabilidad global de la seguridad del reactor de investigación, la que no será delegada. El director del reactor tendrá la responsabilidad directa y las facultades necesarias para la explotación segura del reactor de investigación. Con todo, el órgano regulador conservará las facultades para prohibir determinadas actividades o exigir que se tengan nuevamente en cuenta, si así lo considera necesario. Se establecerá un sistema para el examen y notificación de incidentes anormales.

7.3. La entidad explotadora determinará las funciones y responsabilidades de los puestos clave en la organización para la explotación del reactor. En particular, la entidad explotadora establecerá claramente los grados de jerarquía y las comunicaciones entre el director del reactor, el comité o comités de seguridad, el

---

<sup>26</sup> La explotación incluye todas las actividades realizadas para lograr el propósito para el cual se diseñó, construyó o modificó el reactor nuclear de investigación, lo que abarca: mantenimiento, ensayo e inspección, manipulación de combustible y manipulación de materiales radiactivos, incluida la producción de radioisótopos; instalación, ensayo y funcionamiento de dispositivos experimentales; uso de haces neutrónicos; uso de los sistemas del reactor de investigación para los fines de investigación y desarrollo, enseñanza y capacitación; y otras actividades conexas.

<sup>27</sup> El personal directivo del reactor comprende los miembros de la entidad explotadora a quienes se han asignado la responsabilidad y las facultades para dirigir la explotación de la instalación del reactor de investigación.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

grupo de protección radiológica, los grupos de mantenimiento, el personal de garantía de calidad y los especialistas encargados de los experimentos.

7.4. La entidad explotadora determinará los puestos de personal que exijan una licencia o certificado y adoptará disposiciones para la capacitación adecuada de conformidad con los requisitos del órgano regulador (véanse también los párrs. 7.11 a 7.27). En particular, el director del reactor, los supervisores de turno y los operadores del reactor poseerán una licencia o certificación expedida por una autoridad competente.

7.5. La entidad explotadora creará y aplicará un programa de protección radiológica para asegurar que todas las actividades relacionadas con la exposición o posible exposición a la radiación estén previstas, y sean supervisadas y ejecutadas para lograr los objetivos expuestos en los párrs. 7.93 a 7.107. En particular, la entidad explotadora velará por que se adopten medidas adecuadas que brinden protección contra peligros radiológicos derivados de proyectos de utilización y modificación del reactor (véanse también los párrs. 7.85 a 7.92).

7.6. La entidad explotadora tendrá la responsabilidad global de la preparación y terminación satisfactoria del programa de puesta en servicio (véanse los párrs. 7.42 a 7.50).

7.7. La entidad explotadora preparará y publicará especificaciones y procedimientos, en particular para la adquisición, carga, utilización, descarga, almacenamiento, desplazamiento y ensayo del combustible, componentes del núcleo y otros materiales fisiónables sin irradiar o irradiados.

7.8. En la etapa operacional del reactor de investigación, la entidad explotadora se familiarizará con los proyectos de clausura de reactores de investigación semejantes con el fin de facilitar la evaluación de la complejidad y los costos de la clausura final de su propio reactor. Antes de la clausura, la entidad explotadora elaborará un plan detallado para garantizar la seguridad durante toda la clausura.

7.9. La entidad explotadora elaborará informes resumidos periódicos sobre asuntos relativos a la seguridad con arreglo a lo prescrito por el órgano regulador y presentará estos informes al comité de seguridad y al órgano regulador, si así se pide.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.10. Incumbirá a la entidad explotadora la tarea de velar por que:

- a) el diseño permita que el reactor funcione con seguridad y se construya de conformidad con el diseño aprobado;
- b) se elabore un SAR adecuado y se mantenga actualizado;
- c) el proceso de puesta en servicio demuestre que los requisitos de diseño se han cumplido y que el reactor puede ser explotado de conformidad con los supuestos del diseño;
- d) se elabore y aplique un programa de protección radiológica;
- e) se establezcan y apliquen procedimientos de emergencia;
- f) el reactor de investigación sea explotado y mantenido de conformidad con los requisitos de seguridad por parte de un personal debidamente cualificado y experimentado;
- g) el personal que tenga responsabilidades asociadas a la explotación en condiciones de seguridad reciba capacitación adecuada, y se establezca, aplique y actualice un programa de capacitación y readiestramiento, que sea periódicamente revisado para verificar su eficacia (véanse también los párrs. 7.27 y 7.28);
- h) se disponga de instalaciones y servicios apropiados durante la explotación;
- i) se presente al órgano regulador información sobre incidentes notificables, incluidas las evaluaciones de tales sucesos y las medidas correctoras previstas;
- j) se fomente la cultura de la seguridad en la organización para que las actitudes del personal y las acciones e interacciones de todas las personas y entidades propicien una explotación segura (véanse los párrs. 2.11 a 2.14);
- k) se establezca y aplique (véase la nota 14) un programa apropiado de garantía de calidad (véanse los párrs. 2.21 y 4.5 a 4.13);
- l) el personal directivo del reactor reciba suficientes facultades y recursos para poder cumplir sus funciones con eficacia;
- m) el reactor de investigación se explote y mantenga de conformidad con los LCO y los procedimientos operacionales (véanse los párrs. 7.29 a 7.41 y 7.51 a 7.55);
- n) se controlen los materiales fisionables y radiactivos que se utilicen o generen;
- o) se examine la experiencia operacional, incluida la información sobre la experiencia operacional en reactores de investigación similares, para determinar signos precursores de tendencias negativas para la seguridad, de modo que se puedan adoptar medidas correctoras antes de que surjan condiciones adversas graves y pueda impedirse su repetición.



## **Personal de explotación**

7.11. La entidad explotadora asignará al director del reactor la responsabilidad directa y las facultades para la explotación segura del reactor. Las funciones primordiales del director del reactor comprenderán el cumplimiento de esta responsabilidad (véase el párr. 7.2). El director del reactor tendrá la responsabilidad general de todos los aspectos de la explotación, la inspección, el ensayo y mantenimiento periódicos, y la utilización y modificación del reactor.

7.12. El director del reactor documentará claramente las funciones, las responsabilidades, la experiencia necesaria y los requisitos de capacitación del personal de explotación y sus líneas de comunicación. También se documentará claramente las funciones, responsabilidades y líneas de comunicación de las otras personas que participan en la explotación o utilización del reactor (por ejemplo, personal de apoyo técnico y especialistas encargados de los experimentos).

7.13. El director del reactor especificará los requisitos mínimos de dotación de personal en las diversas disciplinas necesarias para garantizar la explotación segura de todos los estados operacionales del reactor de investigación. Entre estos requisitos se incluye tanto el número de personas como las funciones que deben estar autorizadas a desempeñar. Se determinará claramente y en todo momento la persona encargada de la supervisión directa de la explotación del reactor. También se especificará la disponibilidad del personal que deberá ocuparse de las condiciones de accidente.

7.14. El director del reactor se encargará de garantizar que el personal seleccionado para la explotación del reactor reciba la capacitación y readiestramiento necesarios para la explotación segura y eficiente del reactor y que esta capacitación y readiestramiento sean evaluados debidamente. Se impartirá capacitación adecuada en los procedimientos que se aplicarán en los estados operacionales y en las condiciones de accidente (véanse los párrs. 7.51 a 7.55).

7.15. No obstante la presencia de personal de protección radiológica independiente (véase el párr. 7.22), el personal de explotación, incluido el personal de apoyo técnico y los especialistas encargados de los experimentos, recibirán capacitación adecuada en protección radiológica.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.16. El programa detallado para la explotación y el uso experimental del reactor de investigación se elaborará por anticipado y será sometido a la aprobación del director del reactor.

7.17. El director del reactor se encargará de todas las actividades asociadas a la gestión del núcleo y la manipulación del combustible, así como a la manipulación de cualquier otro material fisionable, y adoptará disposiciones para su ejecución.

7.18. El director del reactor examinará periódicamente la explotación del reactor de investigación, inclusive los experimentos, y adoptará medidas correctoras apropiadas con respecto a los problemas especificados. El director del reactor procurará el asesoramiento del comité de seguridad o pedirá a los asesores que examinen cuestiones de seguridad importantes surgidas en la puesta en servicio, la explotación, la inspección, el ensayo y mantenimiento periódicos, la modificación del reactor y los experimentos.

7.19. El personal de explotación operará la instalación de conformidad con los LCO y los procedimientos operacionales aprobados (véanse los párrs. 7.29 a 7.41 y 7.51 a 7.55). El número y el tipo de personal de explotación necesarios dependerán de los aspectos de diseño del reactor, como el nivel de potencia, el ciclo de trabajo y la utilización.

7.20. Todos los explotadores de reactores que posean licencia o autorización tendrán facultades para poner el reactor en régimen de parada en aras de la seguridad.

7.21. La entidad explotadora establecerá un grupo de mantenimiento para aplicar los programas de inspección y de ensayo y mantenimiento periódicos examinados en los párrs. 7.56 a 7.64. En algunos reactores de investigación, el supervisor de turno y los operadores del reactor reciben capacitación para realizar estas tareas.

### **Personal de protección radiológica**

7.22. Se establecerá un grupo de protección radiológica para que prepare y aplique un programa de protección radiológica y asesore al personal directivo del reactor y la entidad explotadora sobre los asuntos relativos a la protección radiológica. Esta cuestión se examina en los párrs. 7.93 a 7.107.

### **Personal de apoyo suplementario**

7.23. La entidad explotadora adoptará disposiciones para contratar personal técnico suplementario, como oficiales de capacitación, oficiales de seguridad y químicos de reactores.

7.24. La entidad explotadora dispondrá lo necesario para la prestación de asistencia de personal por contrata, según corresponda.

### **Comité de seguridad**

7.25. El comité de seguridad que asesore al director del reactor (véase el párr. 4.15) emitirá su opinión sobre las cuestiones de seguridad que este último le presente. En particular, el comité de seguridad examinará la idoneidad y seguridad de los experimentos y modificaciones propuestos y formulará recomendaciones de medidas al director del reactor (véanse también los párrs. 4.15 y 7.18).

7.26. Independientemente de la opinión del comité de seguridad, el director del reactor (véase el párr. 7.15) tendrá facultades para rechazar o demorar un experimento o modificación que no considere seguro y remitirá esa propuesta a una autoridad superior para que la vuelva a examinar.

## **CAPACITACIÓN, READIESTRAMIENTO Y CUALIFICACIÓN**

7.27. Se establecerán programas de capacitación y readiestramiento para el personal de explotación, inclusive el director del reactor, los supervisores de turno, los operadores del reactor, el personal de protección radiológica, el personal de mantenimiento, el personal de garantía de calidad y otras personas que trabajen en la instalación del reactor de investigación. Se impartirá capacitación ordinaria y readiestramiento para aumentar continuamente los conocimientos y aptitudes del personal.

7.28. Se instaurarán procedimientos para la validación de la capacitación con el fin de verificar su eficacia y la cualificación del personal.

## LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES

### **Aspectos generales**

7.29. Se establecerá un conjunto de LCO importantes para la seguridad del reactor, incluidos límites de seguridad, puntos de tarado del sistema de seguridad, condiciones restrictivas para la explotación en condiciones de seguridad, requisitos para la inspección, el ensayo y el mantenimiento periódicos y requisitos administrativos, el que se presentará al órgano regulador para su examen y evaluación.

7.30. Los LCO servirán de marco para la explotación segura del reactor de investigación. Los LCO se prepararán para cada etapa de la vida útil del reactor (por ejemplo, puesta en servicio y explotación). El personal de explotación se adherirá a los LCO durante toda la vida útil del reactor.

7.31. Los LCO serán debidamente seleccionados, claramente establecidos y adecuadamente sustanciados (por ejemplo, indicando sin ambigüedad el objetivo de cada uno de ellos, su aplicabilidad y su especificación, es decir, su límite especificado y su base). La selección de los LCO y los valores establecidos para ellos se basarán en el SAR, en el diseño del reactor o en los aspectos asociados a la ejecución de las operaciones, y serán compatibles de forma demostrable con el SAR, en el que se refleja la situación actual del reactor.

### **Límites de seguridad**

7.32. Se establecerán límites de seguridad para mantener la integridad de las barreras físicas que protegen contra la emisión incontrolada de material radiactivo. En muchos reactores de investigación, la barrera física primera y principal son las vainas del material combustible. En otros, la barrera física principal es el confín del refrigerante primario.

7.33. Se establecerán límites de seguridad en relación con parámetros tan importantes como la temperatura y otras variables cuantificadas de procesos que pueden afectar a la integridad de la barrera y que pueden medirse y controlarse fácilmente.

### **Puntos de tarado del sistema de seguridad**

7.34. Para cada uno de los parámetros respecto de los cuales se requiere un límite de seguridad y para otros parámetros importantes relacionados con la seguridad

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

habrá un sistema que controle el parámetro y dé una señal que pueda ser utilizada en modo automático para impedir que ese parámetro rebase el límite fijado. El punto para esta medida protectora que proporcionará el margen de seguridad mínimo aceptable es el punto de tarado del sistema de seguridad. En este margen de seguridad se tendrá en cuenta, entre otras cosas, el comportamiento en condiciones transitorias del sistema, el tiempo de respuesta del equipo y la inexactitud de los dispositivos de medición.

### **Condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro**

7.35. Condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro son las que se establecen para garantizar márgenes aceptables entre los valores operacionales normales y los puntos de tarado del sistema de seguridad. La fijación de condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro tiene la finalidad de evitar el accionamiento indeseablemente frecuente de los sistemas de seguridad. En las condiciones restrictivas para las operaciones seguras se incluirán límites de parámetros de funcionamiento, requisitos relativos a la capacidad funcional mínima del equipo y niveles mínimos de dotación de personal, así como las medidas prescritas que deberá adoptar el personal de explotación para mantener los puntos de tarado del sistema de seguridad.

### **Requisitos para la inspección, el ensayo y el mantenimiento periódicos**

7.36. Se establecerán requisitos respecto de la frecuencia y el alcance de la inspección, el ensayo y el mantenimiento periódicos, las comprobaciones de la capacidad de funcionamiento y las calibraciones de todos los elementos importantes para la seguridad con el fin de garantizar el cumplimiento de los puntos de tarado del sistema de seguridad y las condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro.

7.37. En los requisitos para la inspección, el ensayo y el mantenimiento periódicos se incluirá una especificación que indique claramente la aplicabilidad, la frecuencia de funcionamiento y la desviación aceptable. Para lograr flexibilidad operacional, en la especificación referente a la frecuencia se indicarán los intervalos medios con un máximo que no deberá rebasarse.

### **Requisitos administrativos**

7.38. En los LCO se incluirán los requisitos o controles administrativos asociados a la estructura orgánica y las responsabilidades inherentes a los puestos clave para el funcionamiento seguro del reactor, la dotación de personal, la capacitación y el

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

readiestramiento del personal de la instalación, los procedimientos de examen y auditoría, las modificaciones, los experimentos, los registros e informes, y las medidas necesarias después de la transgresión de un LCO.

### **Transgresiones de los LCO**

7.39. En el caso de que se infrinja uno o más LCO en la explotación del reactor, se adoptarán medidas reparadoras y se notificará de ello al órgano regulador.

7.40. Se prescribirán medidas que deberá adoptar el personal de explotación en un intervalo de tiempo permitido en caso de que se infrinja una condición restrictiva para el funcionamiento seguro. El personal directivo del reactor deberá llevar a cabo una investigación de la causa y las consecuencias y tomar las medidas apropiadas para evitar una repetición. Se deberá informar oportunamente al órgano regulador.

7.41. Ante el incumplimiento de un límite de seguridad, el reactor se pondrá en régimen de parada y se mantendrá en condiciones de seguridad. En tales circunstancias, el órgano regulador será notificado con prontitud, la entidad explotadora llevará a cabo una investigación de la causa y se presentará un informe al órgano regulador para que efectúe una evaluación antes de que el reactor se vuelva a poner en funcionamiento.

### **PUESTA EN SERVICIO**

#### **Programa de puesta en servicio**

7.42. Se preparará un programa adecuado de puesta en servicio para el ensayo de los componentes y sistemas del reactor después de su construcción o modificación con el fin de demostrar que están en conformidad con el objetivo del diseño y cumplen los criterios de funcionamiento. En el programa de puesta en servicio se establecerá la organización y las responsabilidades con respecto a la puesta en servicio y sus etapas, la comprobación adecuada de los SSC en función de su importancia para la seguridad, el calendario de pruebas, los procedimientos e informes de la puesta en servicio, los métodos de examen y verificación, el tratamiento de las deficiencias y desviaciones y los requisitos respecto de la documentación.

7.43. Durante la puesta en servicio del reactor se prestará la debida atención a los dispositivos experimentales.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.44. El programa de puesta en servicio se presentará al comité de seguridad y al órgano regulador y se someterá a examen y evaluación adecuados antes de ponerse en práctica.

### **Organización y responsabilidades**

7.45. En la preparación y ejecución del programa de puesta en servicio participarán la entidad explotadora, los autores del diseño y los fabricantes. El proceso de puesta en servicio será un proceso de cooperación entre la entidad explotadora y el suministrador con el fin de establecer un medio eficaz para familiarizar a la entidad explotadora con las características del reactor en particular. Se mantendrá un estrecho enlace entre el órgano regulador y la entidad explotadora durante todo el programa de puesta en servicio. En particular, los resultados y análisis de los ensayos que guarden relación directa con la seguridad estarán a disposición del comité de seguridad y del órgano regulador para que procedan, si corresponde, a su examen y aprobación.

### **Ensayos y etapas de la puesta en servicio**

7.46. Los ensayos de puesta en servicio se organizarán con arreglo a grupos de funciones y según una secuencia lógica. Esta secuencia comprende: ensayos preoperacionales; ensayos de criticidad inicial, ensayos a baja potencia y con ascenso de potencia; y ensayos a potencia. No se iniciará ninguna secuencia de ensayos a menos que hayan culminado con éxito las etapas anteriores requeridas. Por lo tanto, el programa de puesta en servicio se dividirá en etapas, las que se suelen organizar conforme al siguiente orden de secuencia:

- Etapa A: ensayos previos a la carga de combustible;
- Etapa B: ensayos de carga de combustible, ensayos iniciales de criticidad y ensayos a baja potencia;
- Etapa C: ensayos con ascenso de potencia y ensayos a potencia.

### **Procedimientos e informes en relación con la puesta en servicio**

7.47. Se elaborarán, examinarán y aprobarán procedimientos para cada etapa de la puesta en servicio antes de que comiencen los ensayos de esa etapa. Las actividades de puesta en servicio se llevarán a cabo de conformidad con los procedimientos aprobados por escrito. De ser necesario, los procedimientos incluirán puntos de espera para la notificación y participación del comité de seguridad, los organismos externos, los fabricantes y el órgano regulador.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.48. En el programa de puesta en servicio se incluirán disposiciones y procedimientos para auditorías, exámenes y verificaciones destinados a garantizar que los programas se realicen según lo previsto y que sus objetivos se alcancen plenamente. También se incluirán disposiciones para resolver cualquier desviación o deficiencia que se descubra durante las pruebas de puesta en servicio.

7.49. Se elaborarán informes que indiquen el alcance, la secuencia y los resultados previstos de estos ensayos con el detalle apropiado y de conformidad con el programa de garantía de calidad. Los informes abarcarán:

- a) la finalidad de los ensayos y resultados previstos;
- b) las disposiciones de seguridad que hayan de aplicarse durante los ensayos;
- c) las precauciones y requisitos previos;
- d) los procedimientos de ensayo;
- e) los informes sobre los ensayos, incluido un resumen de los datos obtenidos y su análisis, una evaluación de los resultados, la descripción de deficiencias, si las hubiere, y cualesquiera medidas correctoras necesarias.

7.50. Los resultados de todos los ensayos de puesta en servicio, los realice un miembro de la entidad explotadora o un suministrador, se pondrán a disposición de la entidad explotadora y se conservarán durante la vida útil de la instalación.

### PROCEDIMIENTOS DE EXPLOTACIÓN

7.51. Se elaborarán procedimientos de explotación para las operaciones relacionadas con la seguridad que puedan efectuarse durante toda la vida útil de la instalación, inclusive:

- a) puesta en servicio;
- b) explotación en todos los estados operacionales y, cuando proceda, carga, descarga y desplazamiento dentro del reactor de los elementos y conjuntos combustibles u otros componentes del núcleo y del reflector, incluidos los dispositivos experimentales;
- c) mantenimiento preventivo de los componentes o sistemas principales que puedan influir en la seguridad del reactor;
- d) inspecciones, calibraciones y ensayos periódicos de SSC que sean fundamentales para el funcionamiento seguro del reactor;
- e) actividades de protección radiológica;



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- f) el proceso de examen y aprobación para la explotación y el mantenimiento y el comportamiento de las irradiaciones y experimentos que pueda afectar a la seguridad del reactor o la reactividad del núcleo;
- g) la respuesta del explotador del reactor a incidentes operacionales previstos y DBA, y en la medida posible, a BDBA;
- h) emergencias<sup>28</sup>;
- i) protección física;
- j) manipulación de los desechos radiactivos y control y vigilancia de las emisiones radiactivas;
- k) inspección, ensayo y mantenimiento periódicos, según proceda, del reactor y sus sistemas auxiliares durante períodos prolongados de parada del reactor;
- l) utilización;
- m) modificaciones;
- n) actividades de carácter administrativo con un posible efecto en la seguridad (por ejemplo, el control de visitantes);
- o) garantía de calidad.

7.52. El personal de explotación del reactor, en colaboración siempre que sea posible con el autor del diseño y el fabricante, así como con otros empleados de la entidad explotadora, incluido el personal de protección radiológica, deberán elaborar estos procedimientos. Los procedimientos de explotación serán compatibles con los LCO y útiles para su observancia, y se formularán de conformidad con un procedimiento general de garantía de calidad que rijan el formato, elaboración, examen y control de esos procedimientos. Se examinarán independientemente (por ejemplo, por el comité de seguridad) y estarán sujetos a la aprobación del director del reactor.

7.53. Los procedimientos de explotación se examinarán y actualizarán periódicamente sobre la base de las enseñanzas extraídas al aplicarlos o, si surge la necesidad, con arreglo a procedimientos internos previamente determinados. Estarán disponibles en la medida en que sean pertinentes para la explotación en particular del reactor.

7.54. Todo el personal que participe en la explotación y utilización del reactor deberá estar debidamente capacitado en el uso de estos procedimientos, según corresponda.

---

<sup>28</sup> En muchos casos los procedimientos de emergencia se elaboran como componentes de un plan de emergencia por separado (véanse párrs. 7.72 a 7.78).

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.55. Cuando se proyecten actividades no estipuladas en los procedimientos vigentes, se formulará un procedimiento apropiado, que será examinado y recibirá la aprobación pertinente antes de comenzar la operación. Se proporcionará capacitación adicional al personal correspondiente en estos procedimientos.

### INSPECCIÓN, ENSAYO Y MANTENIMIENTO PERIÓDICOS

7.56. Se realizarán actividades de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos para que los SSC puedan funcionar de conformidad con el propósito del diseño y con los requisitos, en cumplimiento de los LCO y conforme a la seguridad a largo plazo del reactor. En este contexto, el término “mantenimiento” abarca las medidas tanto preventivas como correctoras.

7.57. Habrá programas documentados de mantenimiento basados en el SAR para las actividades de mantenimiento, ensayo e inspección periódicos del equipo del reactor, en particular de todos los elementos de importancia para la seguridad. Durante la ejecución de estos programas se garantizará que el nivel de seguridad no se reduzca. Los programas de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos serán examinados a intervalos regulares para incorporar las enseñanzas extraídas de la experiencia. Todas las actividades de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos de los sistemas o elementos importantes para la seguridad se efectuarán aplicando procedimientos escritos y aprobados. En los procedimientos se especificarán las medidas que se habrán de adoptar respecto de los cambios que se produzcan en la configuración normal del reactor y se incluirán disposiciones para la restauración de la configuración normal al finalizar la actividad. Para las labores de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos deberá adoptarse un sistema de permisos de trabajo, que incluya procedimientos de comprobación apropiados antes y después de realizar los trabajos de conformidad con los requisitos de garantía de calidad. Estos procedimientos incluirán criterios de aceptación. Habrá una estructura claramente definida de examen y aprobación para la realización de los trabajos.

7.58. Las inspecciones no ordinarias o el mantenimiento correctivo de los sistemas o elementos importantes para la seguridad se realizarán con arreglo a un plan y procedimientos especialmente preparados. De manera análoga se realizarán inspecciones en el servicio con fines de seguridad y sobre una base programática.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.59. La decisión de realizar trabajos de mantenimiento en el equipo instalado para retirar equipo de la explotación con fines de mantenimiento o reinstalar equipo después del mantenimiento:

- a) será responsabilidad en su totalidad del director del reactor;
- b) estará en conformidad con el objetivo de mantener el nivel de seguridad del reactor especificado en los LCO.

7.60. La frecuencia de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos de cada uno de los SSC se ajustará en función de la experiencia y será de tal índole que garantice una fiabilidad adecuada, con arreglo a los requisitos establecidos en el párr. 6.35.

7.61. El equipo y los elementos utilizados para el ensayo y mantenimiento periódicos serán definidos y controlados para asegurar su uso correcto.

7.62. No se efectuará el mantenimiento de manera que dé lugar a cambios de diseño deliberados o accidentales en el sistema objeto del mantenimiento. Si una actividad de mantenimiento exige un cambio de diseño, se aplicarán los procedimientos para efectuar la modificación.

7.63. El personal debidamente cualificado tendrá acceso a los resultados de las actividades de inspección, ensayo y mantenimiento periódicos y verificará que las actividades se han realizado según lo especificado en el procedimiento apropiado y que se han cumplido los LCO.

7.64. El órgano regulador será informado de cualquier discordancia importante para la seguridad. Se efectuará una evaluación del mantenimiento y el coordinador de esas actividades examinará sus resultados. La reanudación de la explotación estará sujeta a la aprobación del coordinador de las actividades de mantenimiento.

## GESTIÓN DEL NÚCLEO Y MANIPULACIÓN DEL COMBUSTIBLE

7.65. La gestión del núcleo se utilizará como estrategia para obtener núcleos operacionales seguros de conformidad con las necesidades del programa experimental. Las actividades básicas para la gestión del núcleo son:

- a) determinar mediante cálculo, utilizando métodos y códigos validados, la ubicación apropiada del combustible, los reflectores, los dispositivos de

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

seguridad (como barras absorbentes de neutrones y válvulas para verter el moderador y venenos combustibles), los dispositivos experimentales y los moderadores;

- b) mantener y actualizar la información de referencia sobre los parámetros de configuración del combustible y el núcleo;
- c) adquirir combustible en función de las especificaciones, de conformidad con el propósito del diseño y los requisitos de los LCO;
- d) cargar el combustible siguiendo los procedimientos establecidos para la manipulación del combustible;
- e) velar por la integridad del combustible al utilizar (quemar) el núcleo del reactor manteniendo los parámetros pertinentes de configuración del núcleo en consonancia con el propósito del diseño y los supuestos especificados en los LCO para el reactor, y detectando, individualizando y descargando el combustible averiado;
- f) descargar el combustible irradiado según proceda.

7.66. Además de las actividades anteriores, se emprenderán otras actividades en el programa de gestión del núcleo para garantizar el uso seguro del combustible en el núcleo o facilitar las actividades básicas para la gestión del núcleo, como por ejemplo:

- a) la evaluación de las consecuencias para la seguridad respecto de cualquier componente o material del núcleo que se haya propuesto someter a irradiación;
- b) la ejecución de investigaciones de las causas de los fallos del combustible y los medios para evitar esos fallos;
- c) la evaluación de los efectos de la irradiación en los componentes y materiales del núcleo.

7.67. La manipulación del combustible comprende el proceso de desplazamiento, almacenamiento, transferencia, embalaje y transporte de combustible sin irradiar e irradiado. En estos procesos se cumplirán los requisitos de seguridad aplicables.

7.68. Se elaborarán procedimientos para la manipulación de los elementos combustibles y los componentes del núcleo con objeto de garantizar su calidad, seguridad y protección física y de evitar su deterioro o degradación. Además, se establecerán LCO y se elaborarán procedimientos para hacer frente a fallos de los elementos combustibles y barras de control a los efectos de minimizar las cantidades de productos radiactivos liberados. La integridad del núcleo del reactor y el combustible será supervisada de continuo mediante un sistema de detección de fallos de vainas, no necesariamente en línea. Si se detecta un fallo

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

del combustible, se llevará a cabo una investigación para determinar el elemento combustible que lo haya causado. No se rebasarán los límites autorizados y, si es necesario, el reactor será puesto en régimen de parada y el elemento combustible causante del fallo será descargado (véanse también los párrs. 7.96 a 7.102).

7.69. El embalaje y transporte de los conjuntos combustibles con el combustible sin irradiar e irradiado se llevará a cabo de conformidad con los requisitos nacionales e internacionales y, según corresponda, en consonancia con la ref. [18].

7.70. Se mantendrá un sistema de registro exhaustivo en cumplimiento del programa de garantía de calidad, que abarque la gestión del núcleo, las actividades de manipulación del combustible y los componentes del núcleo y el almacenamiento del combustible.

### SEGURIDAD CONTRA INCENDIOS

7.71. La entidad explotadora efectuará análisis periódicos de seguridad contra incendios. Estos análisis incluirán evaluaciones de la vulnerabilidad al fuego de los sistemas de seguridad; modificaciones a la aplicación de la defensa en profundidad; modificaciones a la capacidad de lucha contra incendios; el control de productos inflamables; el control de las fuentes de ignición; el mantenimiento; el ensayo; y el estado de preparación del personal.

### PREPARACIÓN DE PLANES DE EMERGENCIA

7.72. Para todo reactor de investigación se elaborarán planes de emergencia que comprendan todas las actividades que deban realizarse en caso de producirse una emergencia. La entidad explotadora formulará procedimientos de emergencia, de conformidad con los requisitos estipulados por el órgano regulador, y en cooperación, cuando sea necesario, con las autoridades gubernamentales y locales competentes u otros organismos apropiados, con el fin de garantizar la coordinación efectiva de todos los servicios del emplazamiento y de la ayuda externa en una situación de emergencia. Los procedimientos de emergencia se basarán en los accidentes analizados en el SAR, así como en los postulados adicionalmente para los fines de la preparación de los planes de emergencia. En la ref. [19] se establecen los requisitos para la preparación de los planes de emergencia.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.73. El plan y las disposiciones de emergencia preparados por la entidad explotadora incluirán, según se requiera:

- a) individualización de las organizaciones encargadas de la emergencia (en relación con el estado de preparación y la respuesta), incluidas las facultades y responsabilidades de las personas clave;
- b) determinación y clasificación de emergencias;
- c) condiciones en las que procede declarar una situación de emergencia, lista de personas facultadas para declararla y descripción de los procedimientos o dispositivos de alarma adecuados;
- d) medidas para la evaluación inicial y posterior, incluida la vigilancia radiológica de las condiciones del medio ambiente;
- e) acuerdos con organismos fuera del emplazamiento que prestarán su ayuda en una emergencia, inclusive cartas de acuerdo y detalles de los puntos de contacto;
- f) medidas protectoras para minimizar la exposición de las personas a la radiación y medidas para garantizar el tratamiento médico de las lesiones;
- g) orientaciones sobre los límites de las dosis debidas a la exposición del personal que realice misiones de rescate o misiones para paliar las consecuencias de una emergencia;
- h) trabajos en la instalación para limitar la magnitud de cualquier emisión radiactiva y la difusión de la contaminación;
- i) conductos reglamentarios y de comunicación, en que se defina claramente las responsabilidades y funciones de las personas y organizaciones involucradas;
- j) medidas para asegurar la fiabilidad de las comunicaciones entre el centro de control de emergencias y los lugares internos y externos;
- k) descripción de instalaciones, equipo y procedimientos de emergencia;
- l) inventario del equipo de emergencia que ha de mantenerse preparado en lugares especificados;
- m) requisitos de notificación para informar a las autoridades;
- n) requisitos de notificación para solicitar más recursos;
- o) actuación que corresponde a las personas y los órganos que participan en la ejecución del plan;
- p) disposiciones para informar al público;
- q) disposiciones para la capacitación del personal, incluida una especificación de la frecuencia y alcance de los ejercicios;
- r) disposiciones para dar por terminada la situación de emergencia y volver a la normalidad.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.74. El plan de emergencia se aplicará mediante procedimientos de emergencia en forma de documentos e instrucciones que detallen las medidas que habrá que adoptar y las disposiciones necesarias para paliar las consecuencias de la emergencia. El plan y los procedimientos de emergencia se examinarán en períodos especificados y se modificarán según proceda para garantizar que se incorporen las enseñanzas extraídas.

7.75. El personal de explotación adoptará medidas apropiadas en consonancia con los procedimientos de emergencia establecidos para dar respuesta a una emergencia. También participarán otros grupos de servicios de apoyo del emplazamiento y organismos fuera del emplazamiento especificados en el plan de emergencia, según la índole y la magnitud de la emergencia.

7.76. Formarán parte del grupo de respuesta a la emergencia personas con conocimientos actualizados de las operaciones del reactor, y debería dirigir el grupo normalmente el director del reactor o el funcionario delegado. Todo el personal que participe en la respuesta a la emergencia deberá ser aleccionado, capacitado y readiestrado periódicamente, según sea necesario, en el desempeño de sus obligaciones en caso de emergencia. Todas las personas en el emplazamiento recibirán instrucciones sobre las medidas que adoptarán en una emergencia. Las instrucciones se colocarán en lugares bien visibles.

7.77. Se realizarán ejercicios, en la medida en que sea factible, a intervalos adecuados, en los que participarán todos aquellos que tengan que ejercer funciones para responder a una situación de emergencia. Los resultados del ejercicio serán examinados y, cuando sea necesario, las enseñanzas deducidas serán incorporadas en las revisiones del plan de emergencia.

7.78. Las instalaciones y los instrumentos, herramientas, equipos, documentos y sistemas de comunicación que se habrán de utilizar en las emergencias estarán accesibles y en condiciones que sea improbable que los accidentes postulados los afecten o pongan fuera de servicio.

### PROTECCIÓN FÍSICA

7.79. Deberán adoptarse medidas apropiadas, de conformidad con las leyes y reglamentos nacionales, para evitar actos no autorizados, incluidos actos de sabotaje, que pudieran menoscabar la seguridad en los reactores de investigación y sus instalaciones conexas, y para responder a tales actos en caso de que ocurran.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.80. En la ref. [24] figuran recomendaciones internacionales sobre la protección física de las instalaciones y los materiales nucleares.

### REGISTROS E INFORMES

7.81. Para la explotación segura del reactor, la entidad explotadora deberá conservar toda la información indispensable acerca del diseño, la construcción, la puesta en servicio, la configuración actual y la explotación del reactor. Esta información se mantendrá actualizada durante toda la etapa operacional del reactor y siempre estará a disposición para su uso durante la etapa de clausura. Dicha información comprende datos sobre el emplazamiento y el medio ambiente, especificaciones de diseño, detalles sobre el equipo y el material suministrados, planos de cómo ha quedado construido, manuales de explotación y de mantenimiento y documentos de garantía de calidad.

7.82. Se formularán procedimientos administrativos compatibles con el programa de garantía de calidad para la elaboración, recopilación, conservación y archivo de registros e informes. Los asientos de información en los diarios de trabajo, listas de comprobación y otros registros apropiados estarán debidamente fechados y firmados.

7.83. Se elaborarán y conservarán registros de incumplimientos y medidas adoptadas para remediarlos en el reactor de investigación, los que se pondrán a disposición del órgano regulador. La entidad explotadora especificará los registros que se conservarán y su tiempo de conservación.

7.84. Las disposiciones adoptadas para archivar y mantener los registros e informes deberán estar en conformidad con el programa de garantía de calidad. El sistema de gestión de documentos estará destinado a garantizar que los documentos obsoletos se archiven y que el personal solo utilice la última versión de cada uno. Se considerará la posibilidad de almacenar los documentos fuera del emplazamiento (es decir en el centro de control de emergencias) para tener acceso a ellos en caso de emergencia.

### UTILIZACIÓN Y MODIFICACIÓN DEL REACTOR

7.85. La entidad explotadora será responsable de todos los aspectos de seguridad de la preparación y ejecución de una modificación o experimento. Podrá asignar o subcontratar la ejecución de determinadas tareas a otras entidades, pero no delegará



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

sus responsabilidades. En particular, la entidad explotadora se encargará de la gestión del proyecto de utilización o modificación propuesto, en que el director del reactor participará según los procedimientos establecidos. En los proyectos principales una de esas tareas será la fijación de los objetivos y estructura del proyecto, el nombramiento de un jefe de proyecto, la especificación de las responsabilidades y la asignación de suficientes recursos. Además, antes de que comience el proyecto, se establecerán y aplicarán procedimientos aprobados para controlar los proyectos de utilización y modificación.

7.86. La entidad explotadora se encargará de asegurar que:

- a) Se realice un análisis de seguridad de la utilización o modificación propuesta.
- b) Se apliquen los criterios de categorización aprobados (véanse el párr. 7.87 y la ref. [15]).
- c) Se cumpla lo establecido en los documentos de seguridad correspondientes.
- d) Se cumplan los requisitos conexos para el examen y la aprobación, los que pueden incluir el requisito de obtener la aprobación del órgano regulador antes de proceder o el establecimiento de un proceso oficial de concesión de licencias.
- e) Se cumplan las precauciones y los controles de seguridad correspondientes en relación con todas las personas que participan en los trabajos de modificación o experimentos, y con el público y el medio ambiente.
- f) Se apliquen medidas de garantía de calidad en todas las etapas de la preparación y ejecución del experimento o modificación para determinar si se han satisfecho todos los requisitos y criterios de seguridad aplicables.
- g) Todo el personal que participará en una modificación o utilización propuesta reciba la capacitación adecuada y tenga la competencia y experiencia necesarias para la tarea y, de ser necesario, reciba la capacitación por anticipado en relación con el efecto que producirá esta modificación o utilización en la explotación del reactor y las características de seguridad del reactor.
- h) Todos los documentos asociados a las características de seguridad del reactor como los SAR, los LCO y los procedimientos pertinentes para la explotación, el mantenimiento y las emergencias, sean actualizados con prontitud, según se requiera.

7.87. Se categorizarán las propuestas de utilización y modificación del reactor de investigación y se establecerán los criterios correspondientes para esta categorización. Las propuestas de utilización y modificación se categorizarán (véanse los párrs. 305 a 326 de la ref. [15]) según la importancia para la seguridad

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

de la propuesta o sobre la base de una declaración en cuanto a si el cambio propuesto pondrá la explotación del reactor fuera de los LCO.

7.88. Los proyectos de utilización y modificación que tengan una importancia fundamental para la seguridad (véase el párr. 310 de la ref. [15]) estarán sujetos a análisis de la seguridad y a procedimientos para el diseño, construcción y puesta en servicio equivalentes a los descritos en los párrs. 6.72 y 6.78 para el propio reactor.

7.89. En la ejecución de los proyectos de utilización y modificación de los reactores de investigación, la exposición de los trabajadores a la radiación se mantendrá al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

7.90. El director del reactor establecerá un procedimiento para el examen y aprobación de las propuestas de experimentos y modificaciones y para el control de su ejecución. Este procedimiento incluirá toda la información pertinente, como por ejemplo:

- a) una descripción del propósito del experimento o modificación;
- b) una justificación de la necesidad del experimento o modificación;
- c) los requisitos y criterios para el diseño, incluida su evaluación de seguridad;
- d) una descripción de los procesos de fabricación de que se trate;
- e) una descripción de los procedimientos de instalación de que se trate;
- f) una descripción del proceso de puesta en servicio;
- g) un examen de los procedimientos operacionales y de emergencia;
- h) una descripción de los posibles riesgos radiológicos para los especialistas encargados de los experimentos;
- i) una descripción de las medidas de seguridad radiológica necesarias para prevenir exposiciones accidentales (incluida la restricción de acceso a la instalación de irradiación y a fuentes radiactivas y/o haces de neutrones);
- j) una descripción del blindaje contra la radiación que se requiere en el perímetro de la instalación para prevenir un aumento de la radiación (directa o dispersa) generada en condiciones normales y anormales;
- k) una explicación de la necesidad de la disposición final de los desechos radiactivos generados en el experimento o modificación;
- l) una lista de la documentación pertinente que debe ser actualizada;
- m) todos los requisitos especiales para la capacitación de los operadores de los reactores y la concesión de nuevas licencias a ellos, en caso necesario;
- n) los requisitos de garantía de calidad;

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.91. El empleo y manipulación de dispositivos experimentales será controlado mediante procedimientos por escrito. En estos procedimientos se tomarán en cuenta los posibles efectos en el reactor, particularmente los cambios de reactividad.

7.92. Las modificaciones hechas a los dispositivos experimentales serán objeto de los mismos procedimientos de diseño, explotación y aprobación que fueron aplicados para el dispositivo experimental original.

### PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

#### Aspectos generales

7.93. La exposición a la radiación en la instalación del reactor de investigación se ajustará a las restricciones de dosis que establezca o apruebe el órgano regulador u otra autoridad competente con el fin de garantizar que no se superen los límites de dosis pertinentes. En todos los estados operacionales, los objetivos principales de la protección radiológica serán evitar toda exposición innecesaria a las radiaciones y mantener las dosis por debajo de las restricciones establecidas y en los valores más bajos que puedan razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores sociales y económicos.

7.94. En condiciones de accidente, las consecuencias radiológicas deberán mantenerse en un nivel bajo mediante los elementos técnicos de seguridad apropiados y las medidas estipuladas en el plan para casos de emergencia.

7.95. Toda la documentación y las actividades relativas a la protección radiológica deberán ser conformes con los requisitos de garantía de calidad aplicables a la explotación.

#### Programa de protección radiológica

7.96. La entidad explotadora establecerá un programa de protección radiológica de conformidad con los requisitos reglamentarios. El programa deberá comprender una declaración de política de la entidad explotadora que incluya el objetivo de protección radiológica (véase el párr. 3.2 de la ref. [20]) y una declaración de la adhesión de la entidad explotadora al principio de la optimización de la protección (véanse los párrs. 4.9 a 4.12 de la ref. [20]). El programa de protección radiológica deberá respetar los requisitos de las Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación [12], y estará sujeto a la aprobación del órgano regulador.

7.97. El programa de protección radiológica deberá cumplir los requisitos de la protección radiológica ocupacional (véanse las refs. [12, 25]), y en particular comprenderá medidas encaminadas a:

- a) garantizar que haya cooperación entre el personal de protección radiológica y el personal de explotación en el establecimiento de procedimientos de explotación y mantenimiento cuando se prevean riesgos radiológicos, y que se facilite asistencia directa, cuando sea necesaria;
- b) establecer disposiciones para la descontaminación del personal, el equipo y las estructuras;
- c) controlar el cumplimiento de los reglamentos aplicables al transporte de materiales radiactivos [18];
- d) detectar y registrar toda emisión de material radiactivo;
- e) registrar el inventario de fuentes de radiación;
- f) impartir capacitación adecuada en prácticas de protección radiológica;
- g) disponer lo necesario para que el programa se revise y actualice a la luz de la experiencia.

### **Personal de protección radiológica**

7.98. El programa de protección radiológica deberá comprender el nombramiento de personal de protección radiológica cualificado que conozca perfectamente los aspectos radiológicos del diseño y la explotación del reactor. Estas personas trabajarán en cooperación con el grupo encargado del funcionamiento del reactor, pero deberán tener mecanismos de rendición de cuentas a la entidad explotadora que sean independientes del personal directivo del reactor.

7.99. Se designará un experto cualificado<sup>29</sup> que estará a disposición del director del reactor para prestar asesoramiento sobre la observancia del programa de protección radiológica y su cumplimiento de los requisitos establecidos en la ref. [12], y que tendrá acceso a los directores de la entidad explotadora que estén facultados para establecer y aplicar procedimientos operacionales.

7.100. Todo miembro del personal de la instalación será responsable de poner en práctica en su zona de actividad las medidas de control de la exposición que se

---

<sup>29</sup> Véanse los párrs. 2.31 y 2.32 de la ref. [12].

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

especifican en el programa de protección radiológica. Por lo tanto, deberá prestarse particular atención a la capacitación de todo el personal de la instalación, a fin de que conozca bien los riesgos radiológicos y las medidas de protección disponibles. Deberá tenerse especialmente en cuenta que entre el personal presente en la instalación del reactor de investigación pueden encontrarse personas que no trabajen en ella permanentemente (por ejemplo, experimentadores, personas en capacitación, visitantes y contratistas).

### **Niveles de referencia**

7.101. Para ayudar al personal directivo del reactor a garantizar que las dosis de radiación se mantengan en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar y que no se superen las restricciones de las dosis, la entidad explotadora establecerá niveles de referencia para las dosis y/o tasas de dosis y niveles de referencia para las emisiones radiactivas que estén por debajo de los límites autorizados para las emisiones. Tales niveles de referencia se incorporarán en los LCO y se fijarán de modo que cumplan el objetivo de protección radiológica (véase el párr. 205 de la ref. [1]). Si se superan los niveles de referencia, la entidad explotadora deberá investigar la cuestión con el fin de adoptar medidas correctoras.

7.102. Si se rebasan los límites de dosis aplicables a la exposición ocupacional o del público, o los límites autorizados de emisión radiactiva, se deberá informar de ello al órgano regulador y a las demás autoridades competentes, de conformidad con los requisitos establecidos.

### **Control de la exposición ocupacional**

7.103. Deberán medirse, registrarse y evaluarse las dosis absorbidas por todas las personas que puedan estar ocupacionalmente expuestas a niveles significativos de radiación, según lo dispuesto por el órgano regulador u otra autoridad competente, y estos registros se pondrán a disposición del órgano regulador u otra autoridad competente que se designe en los reglamentos nacionales. En el apéndice I de la ref. [12] figuran en detalle los requisitos relativos a la exposición ocupacional.

### **Gestión de los desechos radiactivos**

7.104. El reactor y sus dispositivos experimentales se explotarán de modo tal que se reduzca al mínimo la producción de desechos radiactivos de todo tipo, para lograr que las emisiones de material radiactivo al medio ambiente se mantengan

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar y para facilitar la manipulación y la disposición final de los desechos. Se adoptarán disposiciones para la gestión de los desechos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos en la instalación del reactor de investigación y para su retirada ulterior de la instalación. Todas las actividades relativas a los efluentes y desechos radiactivos deberán realizarse de conformidad con el programa de garantía de calidad (véase la nota 14). En la ref. [14] se establecen otros requisitos a este respecto.

7.105. Las emisiones de efluentes radiactivos se vigilarán, y los resultados se registrarán para verificar que se cumplan los requisitos reglamentarios aplicables. También se comunicarán periódicamente al órgano regulador u otra autoridad competente, de conformidad con los requisitos por ellos establecidos.

7.106. Se aplicarán los procedimientos escritos para la manipulación, el acopio, el procesamiento, el almacenamiento y la disposición final de los desechos radiactivos. Estas actividades se realizarán de conformidad con los requisitos establecidos por el órgano regulador u otra autoridad competente.

7.107. Se llevará un registro apropiado de las cantidades, tipos y características de los desechos radiactivos almacenados y eliminados o retirados del emplazamiento del reactor.

### EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD Y ASPECTOS RELACIONADOS CON EL ENVEJECIMIENTO

7.108. La entidad explotadora llevará a cabo evaluaciones de la seguridad durante toda la vida útil del reactor (véanse los párrs. 2.15 y 2.16). Las evaluaciones deberán abarcar todos los aspectos de la explotación que se relacionan con la seguridad, incluidas la protección radiológica, la reevaluación del emplazamiento, la protección física y la planificación para casos de emergencia. Al realizar las evaluaciones de la seguridad, la entidad explotadora prestará la debida atención a la información recabada de la experiencia en la explotación y de otras fuentes pertinentes. Este requisito de evaluación de la seguridad se cumplirá mediante un programa de examen periódico completo. A la luz de los resultados de las evaluaciones de la seguridad, la entidad explotadora aplicará las medidas correctoras que sean necesarias y estudiará la posibilidad de efectuar las modificaciones que se justifiquen para mejorar la seguridad.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.109. El programa de examen periódico debería abarcar aspectos del programa de gestión del envejecimiento, a fin de poner de manifiesto el estado de la instalación a ese respecto y proporcionar una base para la adopción de medidas en relación con el envejecimiento. Así pues, los exámenes periódicos son instrumentos operacionales para prevenir y mitigar los efectos del envejecimiento y de las modificaciones que se efectúen en el emplazamiento. Los exámenes de los SSC del reactor que se realizan utilizando técnicas no destructivas se denominan inspecciones en el servicio. La entidad explotadora llevará a cabo tales inspecciones en el marco de su programa de gestión del envejecimiento (véanse los párrs. 6.68 a 6.70).

### **Examen por homólogos**

7.110. Algunos exámenes de reactores de investigación serán realizados por homólogos, es decir, por examinadores procedentes de otros reactores de investigación que estén funcionando bien. Esos exámenes por homólogos permitirán conocer las prácticas y los programas aplicados en otros reactores de investigación (véanse los párrs. 2.16 y 4.16).

### PARADA PROLONGADA

7.111. Una instalación de reactor de investigación puede ser puesta en régimen de parada prolongada en espera de una decisión sobre su futuro, en razón de consideraciones presupuestarias, porque no se va a utilizar o por un fallo del equipo, entre otros motivos. Aunque las paradas prolongadas pueden planificarse, es más frecuente que sean imprevistas. Durante una parada prolongada, la entidad explotadora adoptará las medidas adecuadas para garantizar que los materiales y componentes no sufran un deterioro grave. Se tomarán en consideración las siguientes medidas:

- a) la descarga de los elementos combustibles del núcleo del reactor al bastidor de almacenamiento;
- b) la modificación de los LCO de acuerdo con los requisitos para el reactor parado;
- c) la extracción de los componentes para su almacenamiento protector;
- d) la adopción de disposiciones para prevenir la corrosión y el envejecimiento acelerados;
- e) la retención en la instalación del personal adecuado para el cumplimiento de las tareas necesarias de inspección, ensayo periódico y mantenimiento.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

7.112. La entidad explotadora adoptará cuanto antes las decisiones necesarias para reducir al mínimo el período de parada prolongada. Cuando se produzca una parada prolongada, la entidad explotadora deberá examinar sus consecuencias para el cumplimiento de las condiciones de las licencias (por ejemplo, para la protección física del combustible) y para las cualificaciones del personal de explotación.

## 8. CLAUSURA

8.1. En el caso de algunos de los reactores de investigación que están en funcionamiento, la necesidad de su clausura final no se tuvo en cuenta en el diseño. No obstante, todas las actividades operacionales de los reactores de investigación, como la inspección, el ensayo periódico y el mantenimiento, las modificaciones y los experimentos, se realizarán de modo que se facilite la clausura. La documentación del reactor se mantendrá actualizada, y se registrará información sobre la experiencia adquirida en la manipulación de SSC contaminados o irradiados durante las operaciones de mantenimiento o de modificación del reactor, a fin de facilitar la planificación de la clausura.

8.2. Se preparará un plan de clausura para garantizar la seguridad durante todo el proceso. Dicho plan deberá presentarse al comité de seguridad y al órgano regulador para que lo examinen y aprueben antes de comenzar las actividades de clausura. En la ref. [16] figuran orientaciones sobre la clausura de los reactores de investigación.

8.3. El plan de clausura deberá incluir una evaluación de uno o más métodos de clausura que sean apropiados para el reactor de que se trate y que se ajusten a los requisitos del órgano regulador. Son ejemplos de métodos alternativos de clausura los siguientes:

- a) el almacenamiento protector del reactor de forma que se mantenga intacto, después de haber sacado todos los conjuntos combustibles y todos los componentes activados y con contaminación radiactiva y los desechos radiactivos que puedan retirarse fácilmente;
- b) el sepultamiento de las estructuras y componentes de gran dimensión activados, después de haber sacado del reactor todos los conjuntos combustibles y todos los componentes activados y con contaminación radiactiva y los desechos radiactivos que puedan retirarse fácilmente;



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- c) la extracción del reactor de todo el material radiactivo y todos los componentes activados y con contaminación radiactiva que puedan retirarse y la descontaminación perfecta de las estructuras restantes para permitir el uso sin restricciones de la instalación.

8.4. Al formular el plan de clausura deberán examinarse los aspectos del diseño del reactor que la faciliten, tales como la selección de los materiales de modo que se reduzca la activación y se haga más fácil la descontaminación, la instalación de posibilidades de manipulación a distancia para extraer los componentes activados y la incorporación de instalaciones para el procesamiento de los desechos radiactivos. Además, se examinarán los aspectos del funcionamiento de la instalación que son importantes para la clausura, por ejemplo, cualquier tipo de contaminación no intencional cuya limpieza se haya aplazado hasta la clausura del reactor y toda modificación que no se haya documentado cabalmente. El plan de clausura deberá comprender todas las etapas que conducen a la clausura final completa hasta el punto en que la seguridad puede garantizarse con una vigilancia mínima o nula. Estas etapas podrán comprender el almacenamiento y la vigilancia y el uso restringido y sin restricciones del emplazamiento. En la ref. [16] figuran orientaciones acerca de la clausura.

8.5. La decisión de clausurar un reactor se adopta con frecuencia después de un período de parada prolongada. Los incidentes que hayan afectado al reactor durante este período se tomarán en consideración al elaborar el plan de clausura.

8.6. Todas las actividades realizadas durante el proceso de clausura estarán sujetas a un programa de garantía de calidad (véase la nota 14).

8.7. La responsabilidad de la entidad explotadora se extinguirá solamente con la aprobación del órgano regulador.

8.8. Los procedimientos de manipulación, desmantelamiento y remoción de los dispositivos experimentales y otro equipo irradiado que requieran almacenamiento y su ulterior disposición final se establecerán de antemano, o tan pronto como sea posible si el equipo en cuestión ya se ha construido y no existen procedimientos de ese tipo. En los párrs. 901 a 908 de la ref. [15] figuran orientaciones a este respecto.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## Apéndice

### SUCESOS INICIADORES POSTULADOS SELECCIONADOS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

- 1) Pérdida del suministro de energía eléctrica:
  - pérdida del suministro normal de energía eléctrica<sup>30</sup>.
- 2) Inserción de exceso de reactividad:
  - criticidad durante la manipulación del combustible (debido a un error en la inserción del combustible);
  - accidente de puesta en marcha;
  - fallos de las barras de control o del seguidor de las barras de control;
  - fallo del mecanismo de control o del sistema;
  - fallo de otros dispositivos de control de la reactividad (como un moderador o reflector);
  - posiciones desequilibradas de las barras;
  - fallo o derrumbe de componentes estructurales;
  - inserción de agua fría;
  - cambios en el moderador (por ejemplo huecos o fugas de D<sub>2</sub>O a sistemas de H<sub>2</sub>O);
  - influencia de experimentos y dispositivos experimentales (por ejemplo, anegamiento o vaciado, efectos de temperatura, inserción de material fisionable o retirada de material absorbente);
  - insuficiente reactividad de parada;
  - expulsiones inadvertidas de barras de control;
  - errores de mantenimiento con dispositivos de reactividad;
  - señales espurias del sistema de control.
- 3) Pérdida de flujo:
  - fallo de las bombas primarias;
  - reducción del flujo de refrigerante primario (por ejemplo, por fallo de una válvula u obstrucción en las tuberías o en el intercambiador de calor);
  - influencia del fallo o la manipulación incorrecta de un experimento;
  - ruptura del confin del refrigerante primario resultante en una pérdida de flujo;

---

<sup>30</sup> Aunque la pérdida del suministro normal de energía eléctrica no se considera un suceso iniciador, debería prestarse atención a la pérdida del suministro eléctrico normal seguida de la pérdida del suministro eléctrico de emergencia para asegurarse de que las consecuencias serán aceptables en condiciones de emergencia (por ejemplo, una caída de tensión puede hacer fallar los dispositivos en diferentes momentos).

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- obstrucción de un canal del combustible;
  - distribución inadecuada de la potencia debido, por ejemplo, a posiciones desequilibradas de las barras en experimentos intranucleares o en la carga del combustible (desequilibrio entre potencia y flujo);
  - reducción del flujo de refrigerante por cortocircuitación del núcleo;
  - desviación de la presión del sistema respecto de los límites especificados;
  - pérdida de sumidero de calor (por ejemplo, por fallo de una válvula o bomba o por ruptura de un sistema).
- 4) Pérdida de refrigerante:
- ruptura del confin del refrigerante primario;
  - daños en la piscina;
  - drenaje de la piscina;
  - fallo de tubos de haz u otras penetraciones.
- 5) Manipulación errónea o fallo del equipo o de componentes:
- fallo de la vaina de un elemento combustible;
  - daño mecánico al núcleo o el combustible (por ejemplo, por manipulación incorrecta del combustible o caída de un cofre de transferencia sobre el combustible);
  - fallo del sistema de refrigeración de emergencia;
  - mal funcionamiento del sistema de control de la potencia del reactor;
  - criticidad del combustible en el almacenamiento;
  - fallo de los medios de confinamiento, incluido el sistema de ventilación;
  - pérdida de refrigerante del combustible durante la transferencia o el almacenamiento;
  - pérdida o reducción del blindaje adecuado;
  - fallo de aparatos o materiales experimentales (por ej., ruptura de un circuito);
  - rebase de la potencia específica.
- 6) Sucesos internos especiales:
- incendios o explosiones internos;
  - inundación interna;
  - pérdida de sistemas de apoyo;
  - incidentes relacionados con la seguridad;
  - mal funcionamiento en experimentos del reactor;
  - acceso indebido de personas a zonas restringidas;
  - chorros de fluidos y latiguo de tuberías;
  - reacciones químicas exotérmicas.
- 7) Sucesos externos:
- terremotos (incluidos fallamientos y corrimientos de tierras provocados por actividad sísmica);

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- inundaciones (incluidas la ruptura de una presa aguas arriba y la obstrucción de un río);
  - tornados y proyectiles causados por tornados;
  - tempestades de arena;
  - huracanes, tempestades y rayos;
  - ciclones tropicales;
  - explosiones;
  - choques de aeronaves;
  - incendios;
  - derrames tóxicos;
  - accidentes en rutas de transporte;
  - efectos causados por instalaciones adyacentes (por ej., instalaciones nucleares, químicas o de gestión de desechos);
  - riesgos biológicos tales como corrosión microbiana, daños estructurales o daños al equipo causados por roedores o insectos;
  - fenómenos meteorológicos extremos;
  - rayos;
  - subidas de potencia o de tensión en las líneas de suministro de energía externas.
- 8) Errores humanos.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## REFERENCIAS

- [1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las instalaciones nucleares, Colección Seguridad N° 110, OIEA, Viena (1993).
- [2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Infraestructura legal y estatal para la seguridad nuclear, radiológica, de los desechos radiactivos y del transporte, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-R-1, OIEA, Viena (2004).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Organización y plantilla de personal del órgano regulador para instalaciones nucleares, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-G-1.1, OIEA, Viena (2006).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-G-1.2, OIEA, Viena (2002).
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-G-1.3, OIEA, Viena (2002).
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Documentation for Use in Regulating Nuclear Facilities, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-G-1.4, OIEA, Viena (2002).
- [7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, Colección Seguridad, N° 35-G1, OIEA, Viena (1994).
- [8] GRUPO INTERNACIONAL ASESOR EN SEGURIDAD NUCLEAR, Cultura de la Seguridad, Colección Seguridad N° 75-INSAG-4, OIEA, Viena (1991).
- [9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Code and Safety Guides Q1-Q14, Colección Seguridad, N° 50-C/SG-Q, OIEA, Viena (1996).
- [10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Grading of Quality Assurance Requirements, Colección de Informes Técnicos, N° 328, OIEA, Viena (1991).
- [11] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Evaluación de emplazamientos de instalaciones nucleares, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-R-3, OIEA, Viena (2010).
- [12] ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Control reglamentario de las descargas radiactivas al medio ambiente, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° WS-G-2.3, OIEA, Viena (2007).

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

- [14] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos, incluida la clausura, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° WS-R-2, OIEA, Viena (2004).
- [15] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, Colección Seguridad N° 35-G2, OIEA, Viena, (1994).
- [16] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° WS-G-2.1, OIEA, Viena, (1999).
- [17] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Principios para la gestión de desechos radiactivos, Colección Seguridad N° 111-F, OIEA, Viena (1996).
- [18] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos, Edición de 2005 (Corregida), Colección de Normas de Seguridad N° TS-R-1, OIEA, Viena (2010).
- [19] ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, OFICINA DE COORDINACIÓN DE ASUNTOS HUMANITARIOS DE LAS NACIONES UNIDAS, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad N° GS-R-2, OIEA, Viena (2004).
- [20] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Colección Seguridad N° 120, OIEA, Viena (1996).
- [21] GRUPO INTERNACIONAL ASESOR EN SEGURIDAD NUCLEAR, La defensa en profundidad en seguridad nuclear, Colección INSAG N° 10, OIEA, Viena (1997).
- [22] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las centrales nucleares: Diseño, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-R-1, OIEA, Viena (2004).
- [23] GRUPO INTERNACIONAL ASESOR EN SEGURIDAD NUCLEAR, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Colección INSAG N° 12, OIEA, Viena (1999).
- [24] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección física de los materiales y las instalaciones nucleares, INFCIRC/225/Rev.4, OIEA, Viena (1999).
- [25] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, Protección radiológica ocupacional, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° RS-G-1.1, OIEA, Viena (2004).



## Anexo I

### FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

I-1. En el cuadro I-1 se presenta una selección de funciones de seguridad para los reactores de investigación. Las funciones de seguridad son las funciones características esenciales asociadas con los SSC que permiten garantizar la seguridad del reactor. Estas funciones deben adecuarse al diseño del reactor de que se trate. Algunas de ellas no se aplican a ciertos tipos de reactor de investigación. Las funciones de seguridad son uno de los elementos clave de la aplicación escalonada de los requisitos a los SSC. Deben determinarse las funciones de seguridad que cumple cada elemento de los SSC. La selección de funciones de seguridad que se presenta en el cuadro I-1 debe ser examinada por la entidad explotadora del reactor de investigación, y toda decisión de no prever la ejecución de alguna de estas funciones para un reactor en particular deberá justificarse.

CUADRO I-1. FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA  
LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Elementos importantes para la seguridad	Funciones de seguridad
Edificios y estructuras	<ul style="list-style-type: none"><li>a) Formar una barrera contra la liberación incontrolada de materiales radiactivos al medio ambiente</li><li>b) Proteger los sistemas de seguridad internos contra sucesos externos e internos</li><li>c) Proporcionar blindaje contra las radiaciones</li></ul>
Núcleo del reactor	<ul style="list-style-type: none"><li>a) Mantener la geometría del combustible y la línea de flujo del refrigerante necesaria para garantizar que sea posible parar el reactor y extraer el calor en todos los estados operacionales y en caso de DBA.</li><li>b) Proporcionar retroalimentación negativa respecto de la reactividad</li><li>c) Proporcionar un medio para moderar y controlar los flujos neutrónicos</li></ul>
Matriz y vainas del combustible	<ul style="list-style-type: none"><li>a) Formar una barrera contra la liberación de productos de fisión y otros materiales radiactivos a partir del combustible</li><li>b) Proporcionar una configuración constante</li></ul>
Sistema de control de la reactividad (incluido el sistema de parada del reactor)	Controlar la reactividad del núcleo del reactor para garantizar que el reactor pueda pararse en condiciones de seguridad y que no se rebasen los límites de diseño del combustible u otros límites en ningún estado operacional del reactor ni en caso de DBA

CUADRO I-1. FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN (cont.)

---

Circuito primario de refrigeración del reactor	Proporcionar una refrigeración adecuada del núcleo y garantizar que no se superen los límites especificados para el combustible y el refrigerante en ningún estado operacional del reactor ni en caso de DBA
Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	Transferir el calor del núcleo del reactor tras un accidente de pérdida de refrigerante a un ritmo adecuado para evitar un deterioro significativo del combustible
Sistema de protección del reactor	a) Adoptar medidas de protección con el fin de parar el reactor, refrigerar y contener los materiales radiactivos y mitigar las consecuencias de accidentes b) Controlar los enclavamientos para proteger de errores operacionales si no se han satisfecho las condiciones requeridas
Otros sistemas de control e instrumentación relacionados con la seguridad	a) Mantener los parámetros del reactor dentro de los límites operacionales sin alcanzar los límites de seguridad b) Proporcionar y presentar al operador del reactor información suficiente para que determine con facilidad el estado del sistema de protección del reactor y adopte las medidas correctas en relación con la seguridad
Suministro de energía eléctrica	Proporcionar suficiente energía de calidad adecuada a los sistemas y al equipo para garantizar que puedan cumplir sus funciones de seguridad cuando sea necesario
Sistema de manipulación y almacenamiento del combustible	a) Reducir al mínimo la exposición a las radiaciones b) Prevenir estados de criticidad accidental c) Limitar cualquier aumento de la temperatura del combustible d) Almacenar combustible nuevo e irradiado e) Prevenir el deterioro mecánico o corrosivo del combustible
Sistema de vigilancia radiológica	Proporcionar mediciones y avisos con el fin de reducir al mínimo la exposición a las radiaciones del personal de explotación e investigación
Sistema de protección contra incendios	Garantizar que los efectos adversos de incendios o de explosiones provocadas por incendios no impidan que los elementos importantes para la seguridad ejecuten sus funciones de seguridad cuando sea menester

---

## Anexo II

### ASPECTOS OPERACIONALES DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN QUE MERECEN PARTICULAR ATENCIÓN

II-1. En el anexo II se destacan los aspectos operacionales de los reactores de investigación que merecen una atención especial.

#### GESTIÓN DE LA REACTIVIDAD Y CRITICIDAD

II-2. En los reactores de investigación se modifican con frecuencia las configuraciones del núcleo, y estas modificaciones suponen la manipulación de componentes tales como los conjuntos combustibles, las barras de control y los dispositivos experimentales, muchos de los cuales representan un considerable valor en reactividad. Hay que tener cuidado de garantizar que en ningún momento se superen los límites de subcriticidad y de reactividad pertinentes para el almacenamiento del combustible y la carga del núcleo.

#### SEGURIDAD TÉRMICA DEL NÚCLEO

II-3. Las frecuentes modificaciones de la carga del núcleo mencionadas en el párrafo anterior afectan a las características nucleares y térmicas del núcleo del reactor. Es necesario garantizar que en cada caso se determinen correctamente estas características y se verifique si cumplen las condiciones pertinentes para la seguridad nuclear y térmica, antes de poner en funcionamiento el reactor.

#### SEGURIDAD DE LOS DISPOSITIVOS EXPERIMENTALES

II-4. Los dispositivos experimentales utilizados en los reactores de investigación pueden, en virtud de sus características técnicas, nucleares u operacionales, influir significativamente en la seguridad del reactor. Es preciso garantizar que dichas características de los dispositivos experimentales se evalúen debidamente en lo que respecta a sus repercusiones sobre la seguridad, y que se ponga a disposición la documentación apropiada.

## MODIFICACIÓN DE LOS REACTORES

II-5. Los reactores de investigación y los dispositivos experimentales conexos se modifican frecuentemente con el fin de adaptar sus capacidades operacionales y experimentales a requisitos de utilización cambiantes. Es necesario verificar con especial cuidado que toda modificación se haya evaluado, documentado y notificado debidamente en lo que respecta a sus posibles efectos sobre la seguridad, y que el reactor no vuelva a ponerse en marcha sin aprobación oficial después de terminada una modificación que tenga repercusiones importantes para la seguridad.

## MANIPULACIONES DE COMPONENTES Y MATERIALES

II-6. En los reactores de investigación de tipo piscina, en particular, los componentes, dispositivos experimentales y materiales se manipulan con frecuencia en las proximidades del núcleo del reactor. Es necesario cerciorarse especialmente de que las personas que realizarán estas manipulaciones respetarán estrictamente los procedimientos y restricciones establecidos para evitar cualquier interferencia nuclear o mecánica con el reactor, reducir al mínimo la probabilidad de que objetos extraños no controlados obstruyan el sistema de refrigeración del combustible y evitar emisiones radiactivas y exposiciones indebidas a la radiación.

## MEDIDAS DE SEGURIDAD PARA LOS VISITANTES

II-7. Los científicos invitados, cursillistas, estudiantes y demás personas que visitan los reactores de investigación pueden tener acceso a zonas controladas y participar activamente en la explotación o utilización del reactor. Hay que tener cuidado de garantizar que se respeten estrictamente todos los procedimientos, restricciones y controles que tengan por finalidad comprobar que dichos visitantes trabajen en condiciones de seguridad y que sus actividades no afecten a la seguridad del reactor.

## GLOSARIO

**autoevaluación (self-assessment).** Proceso rutinario y continuo llevado a cabo por el personal directivo de todos los niveles para evaluar la eficacia del rendimiento en todas las áreas bajo su responsabilidad. Las actividades de autoevaluación incluyen el examen, la vigilancia y las comprobaciones separadas, que se centran en prevenir, o identificar y corregir, problemas de gestión que dificultan la consecución de los objetivos de la organización, en particular los objetivos relativos a la seguridad.

**autorización (authorization).** Concesión, por parte de un órgano regulador u otro órgano gubernamental, de un permiso por escrito para que una entidad explotadora realice actividades especificadas. La autorización puede consistir, por ejemplo, en una concesión de licencia, una certificación, una inscripción en registro, etc. El término autorización también se usa a veces para referirse al documento que otorga el citado permiso. Normalmente la autorización es un proceso más formal que la aprobación.

**base de diseño (design basis).** Conjunto de condiciones y sucesos que se tienen en cuenta explícitamente en el diseño de una instalación, de acuerdo con criterios establecidos, de manera que la instalación pueda soportarlos sin exceder los límites autorizados en el funcionamiento previsto de los sistemas de seguridad.

**clausura (decommissioning).** Medidas administrativas y técnicas adoptadas para poder eliminar la totalidad o una parte de los controles reglamentarios de una instalación (excepto en el caso de un repositorio, que se cierra y no se clausura).

**conjunto combustible (fuel assembly).** Conjunto de elementos combustibles y componentes asociados que se cargan y posteriormente se descargan del núcleo de un reactor como una sola unidad.

**conjunto crítico (critical assembly).** Conjunto que contiene material fisible destinado a mantener una reacción controlada de fisión en cadena a un nivel de potencia reducido, utilizado para investigar la geometría del núcleo del reactor y su composición.

**contención (containment).** Métodos o estructuras físicas destinados a evitar la dispersión de sustancias radiactivas. La contención se refiere normalmente a los métodos y estructuras utilizados para impedir la dispersión de sustancias radiactivas en el medio ambiente cuando falla el confinamiento.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**criterio del fallo único (single failure criterion).** Criterio (o requisito) aplicado a un sistema, en virtud del cual éste debe conservar la capacidad de desempeñar su función en caso de cualquier fallo único.

**cultura de la seguridad (safety culture).** Conjunto de características y actitudes de las organizaciones y personas que establece, como prioridad absoluta, que las cuestiones a la protección y seguridad reciban la atención que merecen por su importancia.

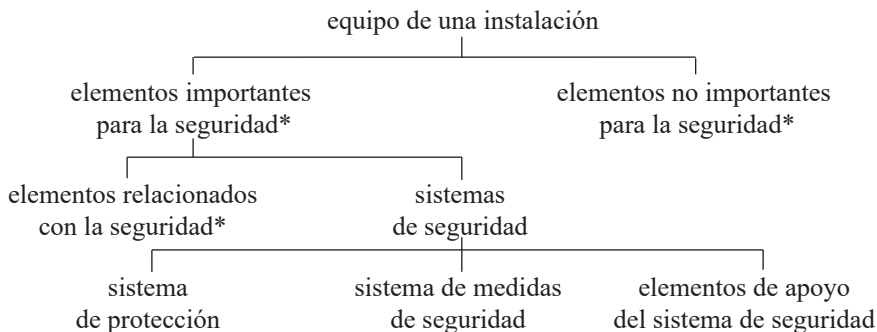
**disposición final (disposal).** Colocación de desechos en una instalación apropiada sin intención de recuperarlos.

**diversidad (diversity).** Presencia de dos o más sistemas o componentes redundantes para ejecutar una función determinada, los cuales tienen diferentes atributos de forma que se reduce la posibilidad de fallo de causa común. Ejemplos de tales atributos son: condiciones operacionales diferentes, principios de trabajo diferentes o grupos de diseño diferentes (lo cual proporciona diversidad funcional), y diferentes tamaños de los equipos, diferentes fabricantes, y tipos de equipos que usan métodos físicos distintos (lo cual proporciona diversidad física).

**elemento combustible (fuel element).** Barra [u otra forma] de combustible nuclear, junto con su vaina y cualesquiera otros componentes asociados necesarios para formar una unidad estructural.

**entidad explotadora (operating organization).** Entidad autorizada por el órgano regulador para explotar una instalación.

**equipo de una instalación (equipo del reactor) (plant equipment (reactor equipment)).**



\* En este contexto, un 'elemento' es una estructura, sistema o componente.

**elemento importante para la seguridad (item important to safety).**

Elemento que forma parte de un grupo de seguridad tecnológica y cuyo mal funcionamiento o fallo podría originar una exposición a la radiación del personal del emplazamiento o de miembros de la población. Los elementos importantes para la seguridad comprenden:

- las estructuras, sistemas y componentes cuyo mal funcionamiento o fallo podría originar una indebida exposición a la radiación del personal del emplazamiento o de miembros de la población;
- las estructuras, sistemas y componentes que impiden que los incidentes operacionales previstos den lugar a condiciones de accidente; y
- los elementos que se destinan a mitigar las consecuencias de un mal funcionamiento o fallo de estructuras, sistemas o componentes.

**sistema de protección (protection system).** Sistema que vigila el funcionamiento de un reactor y que, al detectar una situación anormal, activa automáticamente medidas para evitar una situación insegura o potencialmente insegura. En este caso el ‘sistema’ abarca todos los dispositivos y circuitos eléctricos y mecánicos, desde los sensores hasta los terminales de entrada de los dispositivos de accionamiento.

**sistema de medidas de seguridad (safety actuation system).** Conjunto del equipo que se requiere para ejecutar las medidas de seguridad necesarias una vez que son activadas por el sistema de protección.

**elemento relacionado con la seguridad (safety related item).** Elemento importante para la seguridad que no forma parte de un sistema de seguridad.

**sistema de seguridad (safety system).**<sup>31</sup> 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. Los sistemas de seguridad se componen del sistema de

---

<sup>31</sup> Los sistemas de seguridad pueden ser activos o pasivos. Los sistemas o componentes activos son los que inician la ejecución de sus funciones específicas cuando reciben una señal de entrada del sistema de protección, o cuando reciben una señal manual. Los sistemas o componentes pasivos son los que no necesitan una señal de entrada para iniciar la ejecución de sus funciones específicas. Existen grados reconocidos de pasividad de los sistemas de seguridad que permiten la definición (no universalmente aceptada) de tres categorías. La categoría superior es aquella en que todos los componentes necesarios para la seguridad son pasivos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

protección, los sistemas de medidas de seguridad y los elementos de apoyo del sistema de seguridad. Los componentes de los sistemas de seguridad pueden estar destinados a realizar únicamente funciones de seguridad, o a realizar funciones de seguridad en algunos estados operacionales de la central y funciones distintas en otros estados operacionales.

**elementos de apoyo del sistema de seguridad (safety system support features).** Conjunto de equipos que prestan servicios como la refrigeración, la lubricación y el suministro de energía requeridos por el sistema de protección y los sistemas de medidas de seguridad.

**estados de una instalación (o estados de un reactor) (plant states (reactor states)).**

estados operacionales			condiciones de accidente		
funcionamiento normal	incidentes operacionales previstos	a	accidentes base de diseño	accidentes que sobrepasan a los de base de diseño	
				b	accidentes muy graves
				Gestion de accidentes	

- a: Condiciones de accidente que no se consideran explícitamente accidentes base de diseño, pero están incluidos en ellos.
- b: Accidentes que sobrepasan a los de base de diseño, pero que no provocan una degradación importante del núcleo.

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

**gestión de accidentes (accident management).** 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; y
- para conseguir un estado seguro y estable a largo plazo.



## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**incidente operacional previsto (anticipated operational occurrence).**

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.

**accidente que sobrepasa al de base de diseño (beyond design basis accident).** Condiciones de accidente más graves que las de un accidente base de diseño.

**accidente base de diseño (design basis accident).** Condiciones de accidente en previsión de las cuales se diseña una central nuclear 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.

**funcionamiento normal (normal operation).** Funcionamiento dentro de los límites y condiciones operacionales especificados.

**estados operacionales (o condiciones de funcionamiento) (operational states (or operating conditions)).** Estados tal como se definen en condiciones de funcionamiento normal y de incidentes operacionales previstos.

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

**experto cualificado (qualified expert).** Individuo que, en virtud de certificados extendidos por órganos o sociedades competentes, licencias de tipo profesional o títulos académicos y experiencia, es debidamente reconocido como persona con competencia en una especialidad de interés, por ejemplo, física médica, protección radiológica, salud laboral, prevención de incendios, garantía de calidad o en cualquier especialidad técnica o de seguridad tecnológica relevante.

**fallo de causa común (common cause failure).** Fallo de dos o más estructuras, sistemas o componentes debido a un único suceso o causa específicos.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

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

**función de seguridad (safety function).** Objetivo específico que debe lograrse con fines de seguridad.

**garantía de calidad (quality assurance).** Conjunto de medidas planificadas y sistemáticas necesarias para proporcionar confianza en que un elemento, proceso o servicio satisfará determinados requisitos de calidad, por ejemplo, los especificados en la licencia.

**grupo crítico (critical group).** Grupo de miembros de la población razonablemente homogéneo con respecto a su exposición a una fuente de radiación dada, y característico de los individuos que reciben la dosis efectiva o la dosis equivalente más alta (según el caso) a causa de la fuente dada.

**grupo de seguridad (safety group).** Conjunto de componentes de equipo destinados a realizar todas las funciones requeridas si se produce un suceso iniciador postulado determinado, para asegurar que no se rebasen los límites especificados en la base de diseño correspondientes a los incidentes operacionales previstos y a los accidentes base de diseño.

**instalaciones y actividades (facilities and activities).** Término general que abarca las instalaciones nucleares, los usos de todas las fuentes de radiación ionizante, todas las actividades de gestión de desechos radiactivos, el transporte de material radiactivo y cualquier otra práctica o circunstancia en la que las personas puedan quedar expuestas a radiaciones procedentes de fuentes naturales o artificiales. Por instalaciones se entienden las instalaciones nucleares, de irradiación, de extracción y tratamiento de minerales y de gestión de desechos, así como cualquier otro lugar en que se produzcan, procesen, utilicen, manipulen, almacenen o eliminen materiales radiactivos —o en que se instalen generadores de radiación— en escala tal que sea necesario tomar en consideración la protección y la seguridad. Por actividades se entiende la producción, utilización, importación y exportación de fuentes de radiación para fines industriales, de investigación y médicos, el transporte de materiales radiactivos, la extracción y el tratamiento de minerales radiactivos y el cierre de las instalaciones conexas, la descontaminación de emplazamientos afectados por residuos de actividades realizadas en el pasado, y actividades de gestión de desechos radiactivos tales como la descarga de efluentes.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**licencia (licence).** Documento jurídico que expide el órgano regulador por el cual se concede la autorización para realizar determinadas actividades relacionadas con una instalación o actividad. El poseedor de una licencia en vigor es el titular de la licencia.

**límite (limit).** Valor de una magnitud, aplicado en ciertas actividades o circunstancias específicas, que no ha de ser rebasado. El término límite solo debería usarse para un criterio que no debe sobrepasarse, por ejemplo, cuando superar el límite pueda dar lugar a la aplicación de alguna sanción legal. Cuando se trate de definir criterios con otras finalidades —por ejemplo, para indicar que hay que realizar una investigación más detallada o que hay que revisar los procedimientos, o para fijar un umbral por encima del cual hay que informar al órgano regulador— deberían emplearse otros términos, tales como nivel de referencia.

**límite aceptable (acceptable limit).** Límite que es aceptable para un órgano regulador. La expresión límite aceptable se emplea normalmente para referirse a un límite en las consecuencias radiológicas previstas de un accidente (o las exposiciones potenciales, si las hay) que es aceptable para el órgano regulador competente teniendo en cuenta la probabilidad de que el accidente o las exposiciones potenciales se produzcan (es decir, partiendo de la base de que es poco probable que se produzcan). Si se considera probable que sucedan, debería emplearse la expresión límite autorizado para referirse a los límites de las dosis o riesgos, o de las emisiones de radionucleidos, que son aceptables para el órgano regulador.

**límite autorizado (authorized limit).** Límite de una magnitud establecido o aceptado oficialmente por un órgano regulador.

**límite de dosis (dose limit).** Valor de la dosis efectiva o la dosis equivalente causada a los individuos por prácticas controladas, que no se deberá rebasar.

**límites y condiciones operacionales (operational limits and conditions).** Conjunto de reglas que establecen los límites de los parámetros, la capacidad funcional y los niveles de rendimiento del equipo y el personal aprobados por el órgano regulador para la explotación de una instalación autorizada en condiciones de seguridad.

**límites de seguridad (safety limits).** Límites de los parámetros operacionales dentro de los cuales se ha demostrado que una instalación

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

autorizada es segura. Los límites de seguridad son límites y condiciones operacionales superiores a los establecidos para un funcionamiento normal.

### **límite aceptable (acceptable limit).**

*Véase límite.*

### **límite autorizado (authorized limit).**

*Véase límite.*

### **límite de dosis (dose limit).**

*Véase límite.*

### **límites de seguridad (safety limits).**

*Véase límite.*

### **límites y condiciones operacionales (operational limits and conditions).**

*Véase límite.*

**mantenimiento (maintenance).** Actividad organizada, tanto administrativa como técnica, para mantener las estructuras, sistemas y componentes en buenas condiciones de funcionamiento, incluidos los aspectos preventivos y correctores (o de reparación).

**medida protectora (protective action).** Medida de un sistema de protección que consiste en la puesta en marcha de un dispositivo de accionamiento de seguridad concreto.

**monitorización (monitoring).** Medición continua o periódica de parámetros radiológicos o de otra índole, o determinación del estado de un sistema. Como etapa previa a la medición puede ser necesario un muestreo.

### **nivel (level).**

**nivel de actuación (action level).** Nivel de la tasa de dosis o de la concentración de la actividad por encima del cual se deberían aplicar medidas reparadoras o medidas protectoras en situaciones de exposición crónica o de exposición de emergencia.

**nivel de intervención (intervention level).** Nivel de dosis evitable al alcanzarse el cual se adopta una medida protectora o una medida reparadora específica ante una emergencia o una situación de exposición crónica.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**nivel de investigación (investigation level).** Valor de una cantidad tal como la dosis efectiva, la incorporación o la contaminación por unidad de área o de volumen, al alcanzarse o rebasarse el cual debería realizarse una investigación.

**nivel de registro (recording level).** Nivel de dosis, de exposición o de incorporación prescrito por el órgano regulador; cuando este nivel se alcance o se rebase, los valores de la dosis, exposición o incorporación recibida por los trabajadores han de anotarse en sus respectivos registros de exposición individual.

**nivel de referencia (reference level).** Nivel de actuación, nivel de intervención, nivel de investigación o nivel de registro.

**órgano regulador (regulatory body).** Autoridad o conjunto de autoridades a las que el gobierno de un Estado confiere facultades legales para llevar a cabo el proceso de reglamentación, incluida la concesión de autorizaciones y, de este modo, reglamentar la seguridad nuclear, radiológica, de los desechos radiactivos y del transporte.

**protección (o protección radiológica) (protection (or radiation protection)).** Protección de las personas contra los efectos de la exposición a la radiación ionizante y medios para conseguirla.

**puesta en servicio (commissioning).** Proceso por el cual se ponen en marcha, una vez contruidos, los sistemas y componentes de las instalaciones y actividades y se comprueba si concuerdan con el diseño y si cumplen con los criterios de funcionamiento establecidos.

**puntos de tarado del sistema de seguridad (safety system settings).** Niveles a los que se accionan automáticamente los dispositivos de protección en caso de incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente, para evitar que se rebasen los límites de seguridad.

**reactividad de parada (shutdown reactivity).** Reactividad cuando todos los dispositivos de control están introduciendo su máxima reactividad negativa.

**redundancia (redundancy).** Establecimiento de estructuras, sistemas o componentes alternativos (iguales o distintos), de forma que cualquiera de ellos pueda desempeñar la función requerida independientemente del estado de operación o fallo de los otros.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**restricción de dosis (dose constraint).** Restricción prospectiva de la dosis individual administrada por una fuente, que se utiliza para fijar una cota superior de la dosis en la optimización de la protección y la seguridad de la fuente.

**seguridad nuclear (o seguridad) (nuclear safety (or safety)).** Logro de las condiciones de funcionamiento adecuadas, prevención de accidentes o mitigación de sus consecuencias, cuyo resultado es la protección de los trabajadores (u otro personal del emplazamiento), del público y del medio ambiente frente a peligros excesivos causados por la radiación.

— En las publicaciones del OIEA sobre seguridad nuclear a menudo se usa la elipsis seguridad, en particular cuando se están examinando otros tipos de seguridad (por ejemplo, seguridad contra incendios, seguridad industrial convencional).

**selección de un emplazamiento (siting).** Proceso mediante el cual se elige un emplazamiento adecuado para una instalación, y en cuyo contexto se realiza una evaluación apropiada y se definen las bases de diseño conexas.

**solicitante (applicant).** Persona jurídica que solicita a un órgano regulador la autorización para realizar determinadas actividades.

**suceso iniciador postulado (postulated initiating event).** Suceso definido durante el diseño como capaz de dar lugar a incidentes operacionales previstos o a condiciones de accidente.

**término fuente (source term).** Cantidad y composición isotópica del material emitido (o que supuestamente se emitirá) desde una instalación. Se usa para establecer modelos de las emisiones de radionucleidos al medio ambiente, especialmente en el contexto de accidentes en establecimientos nucleares o de emisiones de desechos radiactivos presentes en repositorios.

**zona (area).**

**zona controlada (controlled area).** Área delimitada en la que se requieren o podrían requerirse medidas de protección y de seguridad específicas con objeto de controlar las exposiciones normales o prevenir la propagación de la contaminación, durante las condiciones normales de trabajo, y de impedir o limitar el alcance de las exposiciones potenciales. Las zonas controladas se encuentran frecuentemente dentro de una zona supervisada, aunque no es necesario que sea así.

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

**zona de operaciones (operations area).** Área geográfica que contiene una instalación autorizada. Está rodeada de una barrera física (el perímetro de la zona de operaciones) para impedir accesos no autorizados, y dentro de ella el personal directivo de la instalación autorizada puede ejercer su autoridad directa.

**zona del emplazamiento (site area).** Área geográfica que contiene una instalación autorizada y dentro de la cual el personal directivo de la instalación autorizada puede adoptar directamente medidas de emergencia. Frecuentemente esta zona es idéntica a la zona de operaciones, excepto en los casos (por ejemplo, de reactores de investigación o establecimientos de irradiación) en que la instalación autorizada se encuentra en un emplazamiento donde tienen lugar otras actividades fuera de la zona de operaciones, pero el personal directivo de la instalación autorizada tiene cierto grado de autoridad sobre toda la zona del emplazamiento. El perímetro del emplazamiento es el perímetro de la zona del emplazamiento.

**zona supervisada (supervised area).** Área delimitada que no constituye una zona controlada pero dentro de la cual se mantienen bajo vigilancia las condiciones de exposición ocupacional, aunque normalmente no se requieran medidas de protección o disposiciones de seguridad específicas.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.



La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y EXAMEN

Abou Yehia, H.	Instituto de Protección y de Seguridad Nuclear (Francia)
Akaho, E.H.K.	Comisión de Energía Atómica de Ghana (Ghana)
Alcalá, F.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Arbi, B.	Badan Tenaga Atom Nasional (Indonesia)
Arrehebi, S.A.	Centro de Investigación Nuclear de Tajoura (Jamahiriya Árabe Libia)
Bastos, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Boado Magán, H.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Boeck, H.	Atominstitut der Österreichischen Universitäten (Austria)
Boogaard, J.	Grupo de Investigaciones Nucleares (Países Bajos)
Chowdhury, R.	Centro Bhabha de Investigaciones Atómicas (India)
Ciocansescu, M.	Centro Nuclear de Pitesti (Rumania)
D'Arcy, A.J.	Atomic Energy Corporation (Sudáfrica)
DiMeglio, A.F.	Consultor (Estados Unidos de América)
Dodd, B.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Drenski, D.D.	Instituto para la Investigación y la Energía Nucleares (Bulgaria)
Elhabrush, A.M.	Centro de Investigación Nuclear de Tajoura (Jamahiriya Árabe Libia)
El-Kady, A.	Seguridad Nuclear y Control de la Radiación (Egipto)
Gazit, M.	Comisión de Energía Atómica de Israel (Israel)

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

Hargitai, T.	Instituto de Investigaciones sobre Energía Atómica (Hungria)
Heili, F.L.J.	Commissariat à l'Energie Atomique (Francia)
Hirshfeld, H.	Centro de Investigaciones Nucleares de Soreq (Israel)
Howden, B.	Atomic Energy Control Board (Canadá)
Joppen, F.	Centro de Investigaciones Nucleares de Bélgica (Bélgica)
Kim, S.C.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Lee, A.G.	Atomic Energy of Canada Limited (Canadá)
Listik, E.	Instituto de Investigaciones Nucleares (República Checa)
Litai, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Macnab, D.	Oficina de Seguridad Nuclear (Australia)
Morozov, S.	Gosatomnadzor de Rusia (Federación de Rusia)
Murray, A.	Organización Australiana de Ciencia y Tecnología Nuclear (Australia)
Rask, L.	Inspección Sueca de Energía Nuclear (Suecia)
Sajaroff, P.	Autoridad Regulatoria Nuclear (Argentina)
Taylan, A.S.	Centro de Investigaciones Nucleares de Cekmece (Turquía)

## ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

*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: Majer, D.; Argentina: Oliveira, A.; Australia: Loy, J.; Brasil: Souza de Assis, A.; Canadá: Pereira, J.K.; Corea, República de: Eun, Y.-S.; China: Li, G.; Dinamarca: Ulbak, K.; Egipto: Abdel-Hamid, S.B.; España: Azuara, J.A.; Estados Unidos de América: Virgilio, M.; Federación de Rusia: Malyshev, A.B.; Francia: Lacoste, A.-C.; India: Sukhatme, S.P.; Japón: Abe, K.; Pakistán: Hashimi, J.; Reino Unido: Williams, L.G. (Presidencia); República Checa: Drabova, D.; Suecia: Holm, L.-E.; Suiza: Schmocker, U.; Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE: Shimomura, K.; Comisión Europea: Waeterloos, C.; Comisión Internacional de Protección Radiológica: Holm, L.-E.; OIEA: Karbassioun, A.*

### 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. (Presidencia); 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. (Coordinator); 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.; *Corea, República de*: Kim, C.W.; *Cuba*: Betancourt Hernández, A.; *China*: Yang, H.; *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.; Moberg, L.; *Noruega*: Saxebol, G.; *\*Países Bajos*: Zuur, C.; *\*Perú*: Medina Gironzini, E.; *Polonia*: Merta, A.; *Reino Unido*: Robinson, I. (Presidencia); *República Checa*: Drabova, D.; *Sudáfrica*: Olivier, J.H.I.; *Suecia*: Hofvander, P.; *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. (Coordinación); *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.; *Corea, República de*: Kwon, S.-G.; *China*: Pu, Y.; *\*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. (Presidencia); *Rumania*: Vieru, G.; *Sudáfrica*: Jutle, K.; *Suecia*: Petterson, 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.; *Federación Internacional de Asociaciones de Pilotos de Líneas Aéreas*: Tisdall, A.; *Instituto Mundial de Transporte Nuclear*: Lesage, M.; *OIEA*: Wangler, M.E. (Coordinación); *Organización de Aviación*

## La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

*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. (Presidencia); *Brasil*: Xavier, A.; *\*Bulgaria*: Simeonov, G.; *Canadá*: Ferch, R.; *Corea, República de*: Song, W.; *Cuba*: Benítez, J.; *China*: Fan, Z.; *\*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. (Coordinación); *Organización Internacional de Normalización*: Hutson, G.

La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.



**IAEA**

Organismo Internacional de Energía Atómica

## 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](mailto: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](mailto: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](mailto: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: [customer-care@bernan.com](mailto:customer-care@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](mailto: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](mailto: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](mailto:compras@diazdesantos.es), [carmela@diazdesantos.es](mailto:carmela@diazdesantos.es), [barcelona@diazdesantos.es](mailto:barcelona@diazdesantos.es), [julio@diazdesantos.es](mailto: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: [customer-care@bernan.com](mailto:customer-care@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](mailto: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](mailto: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](mailto: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](mailto:romuald.verrier@lavoisier.fr) • Sitio web: <http://www.lavoisier.fr>

# La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## 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](http://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>



La publicación SSR-3 sustituye a la presente publicación.

## Seguridad mediante las normas internacionales

**El objetivo fundamental de la seguridad es proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.**

Este objetivo fundamental de proteger a las personas — individual y colectivamente — y el medio ambiente debe alcanzarse sin restringir indebidamente la explotación de las instalaciones o la realización de actividades que sean fuente de riesgos asociados a las radiaciones.

— Principios fundamentales de seguridad Nociones fundamentales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA No SF-1, (2006)

---

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA  
ISBN 978-92-0-310910-9  
ISSN 1020-5837**