

Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

Seguridad de los reactores de investigación

Requisitos de Seguridad Específicos

Nº SSR-3



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Y PUBLICACIONES CONEXAS

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 disponer lo necesario para aplicar esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas pertenecen a la ***Colección de Normas de Seguridad del OIEA***. Esta colección abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos. La colección comprende las siguientes categorías: **Nociones Fundamentales de Seguridad, Requisitos de Seguridad y Guías de Seguridad**.

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

<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 Tecnológica del OIEA* y un informe de situación sobre las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA en la dirección: Vienna International Centre, 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 utilización de las normas (por ejemplo, si se han utilizado como base de los reglamentos nacionales, para realizar exámenes de la seguridad o para impartir cursos de capacitación), con el fin de asegurar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. Se puede hacer llegar la información a través del sitio del OIEA o por correo postal a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico a la dirección: Official.Mail@iaea.org.

PUBLICACIONES CONEXAS

El OIEA facilita la aplicación de las normas y, con arreglo a las disposiciones de los artículos III y VIII.C de su Estatuto, pone a disposición información relacionada con las actividades nucleares pacíficas, fomenta su intercambio y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

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

Existen asimismo otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad, como las relativas a la **preparación y respuesta para casos de emergencia**, los **informes sobre evaluación radiológica**, los **informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), los **informes técnicos** y los **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 ***Colección de Energía Nuclear del OIEA*** comprende publicaciones de carácter informativo destinadas a fomentar y facilitar la investigación, el desarrollo y la aplicación práctica de la energía nuclear con fines pacíficos. Incluye informes y guías sobre la situación y los adelantos de las tecnologías, así como experiencias, buenas prácticas y ejemplos prácticos en relación con la energía nucleoelectrónica, el ciclo del combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos y la clausura.

SEGURIDAD DE LOS REACTORES
DE INVESTIGACIÓN

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

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

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

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° SSR-3

SEGURIDAD DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

REQUISITOS DE SEGURIDAD ESPECÍFICOS

En la presente publicación se incluye un CD-ROM
con el *Glosario de seguridad tecnológica del OIEA –
edición de 2007* (2007) y los *Principios fundamentales de seguridad* (2006),
ambas publicaciones en árabe, chino, español, francés, inglés y ruso.

El CD-ROM también se puede adquirir por separado.

Véase <http://www-pub.iaea.org/books>

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2017

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 la 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 electrónico: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© OIEA, 2017

Impreso por el OIEA en Austria
Noviembre de 2017
STI/PUB/1751

SEGURIDAD DE LOS REACTORES
DE INVESTIGACIÓN
OIEA, VIENA, 2017
STI/PUB/1751
ISBN 978-92-0-305917-6
ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

de Yukiya Amano
Director General

El OIEA está autorizado por su Estatuto a “establecer o adoptar [...] 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 los Estados pueden aplicar mediante sus disposiciones de reglamentación de la seguridad nuclear y radiológica—. A esos efectos, el OIEA consulta con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados pertinentes. Un amplio conjunto de normas de alta calidad revisadas periódicamente es un elemento clave de un régimen de seguridad mundial estable y sostenible, como también lo es la asistencia del OIEA en la aplicación de esas normas.

El OIEA inició su programa de normas de seguridad en 1958. El énfasis puesto en su calidad, idoneidad y mejora continua ha redundado en el uso generalizado de las normas del OIEA en todo el mundo. La *Colección de Normas de Seguridad* incluye ahora principios fundamentales de seguridad unificados, que representan un consenso internacional acerca de lo que debe constituir un alto grado de protección y seguridad. Con el firme apoyo de la Comisión sobre Normas de Seguridad, el OIEA se esfuerza por promover la aceptación y el uso a escala mundial de sus normas.

Las normas solo son eficaces si se aplican adecuadamente en la práctica. Los servicios de seguridad del OIEA abarcan el diseño, la selección de emplazamientos y la seguridad técnica, la seguridad operacional, la seguridad radiológica, la seguridad en el transporte de materiales radiactivos y la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos, así como la organización a nivel gubernamental, las cuestiones relacionadas con reglamentación y la cultura de la seguridad en las organizaciones. Estos servicios de seguridad prestan asistencia a los Estados Miembros en la aplicación de las normas y posibilitan el intercambio de experiencias y conocimientos valiosos.

La reglamentación de la seguridad es una responsabilidad nacional y muchos Estados han decidido adoptar las normas del OIEA para incorporarlas en sus reglamentos nacionales. Para las partes en las diversas convenciones internacionales sobre seguridad, las normas del OIEA son un medio coherente y fiable de asegurar el cumplimiento eficaz de las obligaciones emanadas de esas convenciones. Los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo también aplican las normas para mejorar la seguridad en la generación de energía nucleoelectrónica y en las aplicaciones de la energía nuclear en la medicina, la industria, la agricultura y la investigación.

La seguridad no es un fin en sí misma, sino un requisito indispensable para la protección de las personas de todos los Estados y del medio ambiente, ahora y en el futuro. Los riesgos relacionados con la radiación ionizante deben evaluarse y controlarse sin restringir indebidamente la contribución de la energía nuclear al desarrollo equitativo y sostenible. Los Gobiernos, los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines beneficiosos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas.

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

ANTECEDENTES

La radiactividad es un fenómeno natural y las fuentes naturales de radiación son una característica del medio ambiente. Las radiaciones y las sustancias radiactivas tienen muchas aplicaciones beneficiosas, que van desde la generación de electricidad hasta los usos en la medicina, la industria y la agricultura. Los riesgos radiológicos que estas aplicaciones pueden entrañar para los trabajadores y el público y para el medio ambiente deben evaluarse y, de ser necesario, controlarse.

Para ello es preciso que actividades tales como los usos de la radiación con fines médicos, la explotación de instalaciones nucleares, la producción, el transporte y la utilización de material radiactivo y la gestión de los desechos radiactivos estén sujetas a normas de seguridad.

La reglamentación relativa a la seguridad es una responsabilidad nacional. Sin embargo, los riesgos radiológicos pueden trascender las fronteras nacionales, y la cooperación internacional ayuda a promover y aumentar la seguridad en todo el mundo mediante el intercambio de experiencias y el mejoramiento de la capacidad para controlar los peligros, prevenir los accidentes, responder a las emergencias y mitigar las consecuencias nocivas.

Los Estados tienen una obligación de diligencia, y deben cumplir sus compromisos y obligaciones nacionales e internacionales.

Las normas internacionales de seguridad ayudan a los Estados a cumplir sus obligaciones dimanantes de los principios generales del derecho internacional, como las que se relacionan con la protección del medio ambiente. Las normas internacionales de seguridad también promueven y afirman la confianza en la seguridad, y facilitan el comercio y los intercambios internacionales.

Existe un régimen mundial de seguridad nuclear que es objeto de mejora continua. Las normas de seguridad del OIEA, que apoyan la aplicación de instrumentos internacionales vinculantes y la creación de infraestructuras nacionales de seguridad, son una piedra angular de este régimen mundial. Las normas de seguridad del OIEA constituyen un instrumento útil para las partes contratantes en la evaluación de su desempeño en virtud de esas convenciones internacionales.

LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Las normas de seguridad del OIEA se basan en el Estatuto de este, que autoriza al OIEA a establecer o adoptar, en consulta y, cuando proceda, en

colaboración con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados interesados, normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y proveer a la aplicación de estas normas.

Con miras a garantizar la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante, las normas de seguridad del OIEA establecen principios fundamentales de seguridad, requisitos y medidas para controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la emisión de materiales radiactivos al medio ambiente, reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación, y mitigar las consecuencias de esos sucesos si se producen. Las normas se aplican a instalaciones y actividades que dan lugar a riesgos radiológicos, comprendidas las instalaciones nucleares, el uso de la radiación y de las fuentes radiactivas, el transporte de materiales radiactivos y la gestión de los desechos radiactivos.

Las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física¹ tienen en común la finalidad de proteger la vida y la salud humanas y el medio ambiente. Las medidas de seguridad tecnológica y de seguridad física deben diseñarse y aplicarse en forma integrada, de modo que las medidas de seguridad física no comprometan la seguridad tecnológica y las medidas de seguridad tecnológica no comprometan la seguridad física.

Las normas de seguridad del OIEA reflejan un consenso internacional con respecto a lo que constituye un alto grado de seguridad para proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante. Las normas se publican en la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, que comprende tres categorías (véase la Fig. 1).

Nociones Fundamentales de Seguridad

Las Nociones Fundamentales de Seguridad presentan los objetivos y principios fundamentales de protección y seguridad, y constituyen la base de los requisitos de seguridad.

Requisitos de Seguridad

Un conjunto integrado y coherente de requisitos de seguridad establece los requisitos que se han de cumplir para garantizar la protección de las personas y el medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro. Los requisitos se rigen por los objetivos y principios de las Nociones Fundamentales de Seguridad. Si los

¹ Véanse también las publicaciones de la Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA..

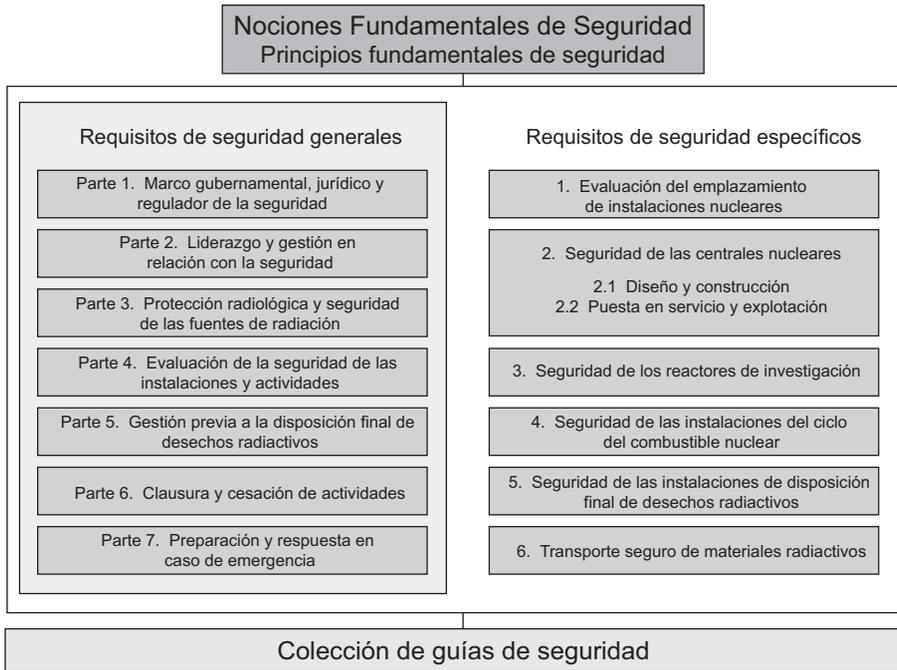


FIG. 1. Estructura a largo plazo de la Colección de Normas de Seguridad del OIEA

requisitos no se cumplen, deben adoptarse medidas para alcanzar o restablecer el grado de seguridad requerido. El formato y el estilo de los requisitos facilitan su uso para establecer, de forma armonizada, un marco nacional de reglamentación. En los requisitos de seguridad se emplean formas verbales imperativas, junto con las condiciones conexas que deben cumplirse. Muchos de los requisitos no se dirigen a una parte en particular, lo que significa que incumbe cumplirlos a las partes que corresponda.

Guías de Seguridad

Las guías de seguridad ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad, lo que indica un consenso internacional en el sentido de que es necesario adoptar las medidas recomendadas (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 tratan de alcanzar altos grados de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las guías de seguridad se emplean formas verbales condicionales.

APLICACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Los principales usuarios de las normas de seguridad en los Estados Miembros del OIEA son órganos reguladores y otras autoridades nacionales competentes. También hacen uso de las normas de seguridad del OIEA organizaciones copatrocinadoras y muchas organizaciones que diseñan, construyen y explotan instalaciones nucleares, así como organizaciones en las que se usan radiaciones o fuentes radiactivas.

Las normas de seguridad del OIEA se aplican, según el caso, a lo largo de toda la vida de todas las instalaciones y actividades —existentes y nuevas— que tienen fines pacíficos, y a las medidas protectoras destinadas a reducir los riesgos existentes en relación con las radiaciones. Los Estados también pueden usarlas como referencia para sus reglamentos nacionales relativos a instalaciones y actividades.

De conformidad con el Estatuto del OIEA, las normas de seguridad tienen carácter vinculante para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones realizadas con la asistencia del OIEA.

Las normas de seguridad del OIEA también constituyen la base de los servicios de examen de la seguridad que este brinda; el OIEA recurre a esos servicios en apoyo de la creación de capacidad, incluida la elaboración de planes de enseñanza y la creación de cursos de capacitación.

Los convenios internacionales contienen requisitos similares a los que figuran en las normas de seguridad del OIEA y tienen carácter vinculante para las partes contratantes. Las normas de seguridad del OIEA, complementadas por convenios internacionales, normas de la industria y requisitos nacionales detallados, forman una base coherente para la protección de las personas y el medio ambiente. Existen también algunos aspectos de la seguridad especiales que se deben evaluar a nivel nacional. Por ejemplo, muchas de las normas de seguridad del OIEA, en particular las que tratan aspectos relativos a la seguridad en la planificación o el diseño, se conciben con el fin de aplicarlas principalmente a nuevas instalaciones y actividades. Es posible que algunas instalaciones existentes construidas conforme a normas anteriores no cumplan plenamente los requisitos especificados en las normas de seguridad del OIEA. Corresponde a cada Estado decidir el modo en que deberán aplicarse las normas de seguridad del OIEA a esas instalaciones.

Las consideraciones científicas en las que descansan las normas de seguridad del OIEA proporcionan una base objetiva para la adopción de decisiones acerca de la seguridad; sin embargo, las instancias decisorias deben también formarse opiniones fundamentadas y determinar la mejor manera de equilibrar los beneficios de una medida o actividad con los riesgos radiológicos

conexos y cualquier otro efecto perjudicial a que pueda dar lugar esa medida o actividad.

PROCESO DE ELABORACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

En la elaboración y el examen de las normas de seguridad participan la Secretaría del OIEA y cinco comités de normas de seguridad, que se ocupan de la preparación y respuesta para casos de emergencia (EPRéSC) (a partir de 2016), 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 la Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS), que supervisa el programa de normas de seguridad del OIEA (véase la Fig. 2).

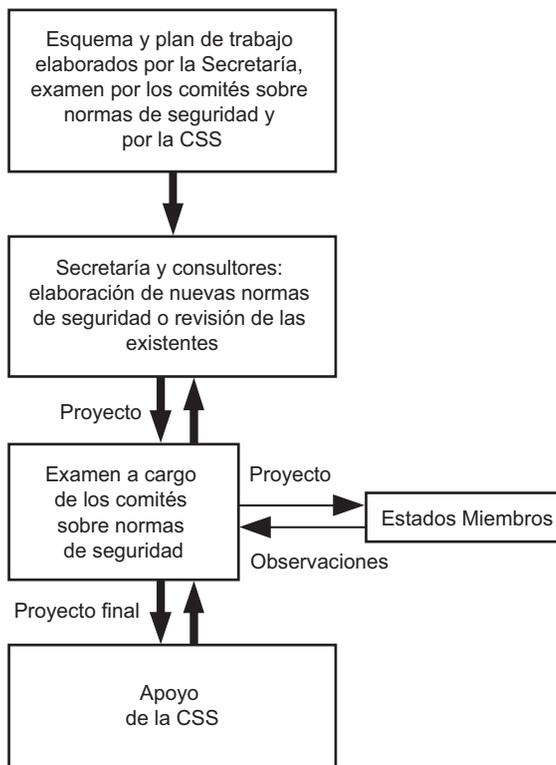


FIG. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente

Todos los Estados Miembros del OIEA pueden designar expertos para que participen en los comités de normas de seguridad y formular observaciones sobre los proyectos de normas. Los miembros de la Comisión sobre Normas de Seguridad son designados por el Director General y figuran entre ellos altos funcionarios gubernamentales encargados del establecimiento de normas nacionales.

Se ha creado un sistema de gestión para los procesos de planificación, desarrollo, examen, revisión y establecimiento de normas de seguridad del OIEA. Ese sistema articula el mandato del OIEA, la visión relativa a la futura aplicación de las normas de seguridad, las políticas y las estrategias, y las correspondientes funciones y responsabilidades.

INTERACCIÓN CON OTRAS ORGANIZACIONES INTERNACIONALES

En la elaboración de las normas de seguridad del OIEA 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 (ICRP). Algunas normas de seguridad 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 Alimentación y la Agricultura, el Programa de las Naciones Unidas para el Medio Ambiente, la Organización Internacional del Trabajo, la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, la Organización Panamericana de la Salud y la Organización Mundial de la Salud.

INTERPRETACIÓN DEL TEXTO

Los términos relacionados con la seguridad se interpretarán como se definen en el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* (véase la dirección <http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/glossary/safety-glossary-spanish.pdf>). 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 presentan los antecedentes y el contexto de cada norma de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, así como sus objetivos, alcance y estructura.

Todo el material para el cual no existe un lugar adecuado en el cuerpo del texto (por ejemplo, información de carácter complementario o independiente del texto principal, que se incluye en apoyo de declaraciones que figuran en el

texto principal, o que describe métodos de cálculo, procedimientos o límites y condiciones) puede presentarse en apéndices o anexos.

Cuando figuran en la publicación, los apéndices se consideran parte integrante de la norma de seguridad. El material 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 del texto principal, en su caso, se utilizan para proporcionar ejemplos prácticos o información o explicaciones adicionales. Los anexos y notas de pie de página no son parte integrante del texto principal. La información publicada por el OIEA en forma de anexos no es necesariamente de su autoría; la información que corresponda a otros autores podrá presentarse en forma de anexos. La información procedente de otras fuentes que se presenta en los anexos ha sido extraída y adaptada para que sea de utilidad general.

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN.....	1
	Antecedentes (1.1–1.3)	1
	Objetivo (1.4–1.5)	2
	Alcance (1.6–1.11).....	3
	Estructura (1.12)	4
2.	APLICACIÓN DEL OBJETIVO, LOS CONCEPTOS Y LOS PRINCIPIOS DE SEGURIDAD EN LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN	6
	Consideraciones generales (2.1)	6
	Objetivo fundamental de la seguridad (2.2–2.3)	6
	Principios fundamentales de seguridad (2.4–2.5)	7
	Protección radiológica (2.6–2.9)	9
	Concepto de defensa en profundidad (2.10–2.14).....	10
	Enfoque graduado (2.15–2.17)	12
3.	SUPERVISIÓN REGLAMENTARIA DE LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN	13
	Infraestructura jurídica y reglamentaria (3.1–3.3).....	13
	Proceso de autorización (3.4–3.5)	15
	Requisito 1 Informe de análisis de la seguridad (3.6–3.12)	15
	Inspección y acción coercitiva (3.13–3.16).....	17
4.	GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD EN LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN.....	19
	Requisito 2. Responsabilidades en la gestión de la seguridad (4.1–4.3)	19
	Requisito 3. Política de seguridad (4.4–4.6)	20
	Sistema de gestión	21
	Requisito 4. Sistema de gestión integrada (4.7–4.20)	21
	Verificación de la seguridad.....	25
	Requisito 5. Evaluación de la seguridad (4.21–4.26)	25
	Requisito 6. Comité de seguridad (4.27).....	26

5.	EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO PARA INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN (5.1–5.12)	28
6.	DISEÑO DE INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN	31
	Consideraciones generales (6.1–6.5)	31
	Requisitos técnicos principales	32
	Requisito 7. Funciones principales de seguridad (6.6–6.7)	32
	Requisito 8. Protección radiológica (6.8)	32
	Requisito 9. Diseño (6.9–6.12)	33
	Requisito 10. Aplicación del concepto de defensa en profundidad (6.13–6.17)	34
	Requisito 11. Interrelación de la seguridad tecnológica con la seguridad física y con el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares	36
	Requisito 12. Aplicación del enfoque graduado (6.18)	36
	Requisito 13. Prácticas tecnológicas probadas (6.19–6.24)	36
	Requisito 14. Disposiciones relativas a la construcción (6.25–6.26)	37
	Requisito 15. Elementos para facilitar la gestión de los desechos radiactivos y la clausura (6.27–6.28)	38
	Requisitos generales de diseño	39
	Requisito 16. Clasificación desde el punto de vista de la seguridad de los sistemas, estructuras y componentes (6.29–6.32)	39
	Requisito 17. Base de diseño de los elementos importantes para la seguridad (6.33–6.34)	40
	Requisito 18. Sucesos iniciadores postulados (6.35–6.44)	40
	Requisito 19. Peligros internos y externos (6.45–6.57)	42
	Requisito 20. Accidentes base de diseño (6.58–6.62)	45
	Requisito 21. Límites de diseño (6.63)	46
	Requisito 22. Condiciones adicionales de diseño (6.64–6.69)	46
	Requisito 23. Dispositivos de seguridad (6.70–6.72)	49
	Requisito 24. Fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad (6.73–6.75)	50
	Requisito 25. Criterio del fallo único (6.76–6.79)	51
	Requisito 26. Fallos de causa común (6.80)	51
	Requisito 27. Separación física e independencia de los sistemas de seguridad	52

Requisito 28. Diseño basado en el principio de fallo sin riesgo (6.81)	52
Requisito 29. Cualificación de los elementos importantes para la seguridad (6.82–6.84)	52
Requisito 30. Diseño para la puesta en servicio (6.85)	53
Requisito 31. Calibración, ensayo, mantenimiento, reparación, sustitución, inspección y monitorización de los elementos importantes para la seguridad (6.86–6.89)	53
Requisito 32. Diseño con fines de preparación y respuesta para casos de emergencia (6.90–6.91)	54
Requisito 33. Diseño para la clausura (6.92–6.93)	55
Requisito 34. Diseño con fines de protección radiológica (6.94–6.102)	56
Requisito 35. Diseño para una actuación óptima del operador (6.103–6.107)	58
Requisito 36. Disposiciones para la utilización y la modificación en condiciones de seguridad (6.108–6.111)	59
Requisito 37. Diseño para la gestión del envejecimiento (6.112–6.114)	60
Requisito 38. Disposiciones relativas a los períodos de parada prolongada (6.115)	60
Requisito 39. Prevención del acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad y de toda interferencia en esos elementos (6.116)	61
Requisito 40. Prevención de toda interacción perturbadora o perjudicial entre sistemas importantes para la seguridad (6.117–6.118)	61
Requisito 41. Análisis de seguridad del diseño (6.119–6.125)	62
Requisitos específicos de diseño	64
Requisito 42. Edificios y estructuras (6.126–6.127)	64
Requisito 43. Medios de confinamiento (6.128–6.137)	64
Requisito 44. Diseño del núcleo del reactor y el combustible (6.138–6.145)	66
Requisito 45. Disposiciones relativas al control de la reactividad (6.146–6.149)	68
Requisito 46. Sistemas de parada del reactor (6.150–6.155)	68
Requisito 47. Diseño de los sistemas de refrigeración del reactor y sistemas conexos (6.156–6.163)	70
Requisito 48. Refrigeración de emergencia del núcleo del reactor (6.164–6.166)	71

Requisito 49. Disposiciones relativas a los sistemas de instrumentación y control (6.167–6.171)	72
Requisito 50. Sistema de protección del reactor (6.172–6.181)	73
Requisito 51. Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control (6.182–6.183)	74
Requisito 52. Utilización de equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad (6.184)	75
Requisito 53. Sala de control (6.185–6.187)	76
Requisito 54. Sala de control complementaria (6.188)	77
Requisito 55. Instalaciones de respuesta a emergencias en el emplazamiento (6.189)	77
Suministro de energía eléctrica	78
Requisito 56. Sistemas de suministro eléctrico (6.190–6.192)	78
Requisito 57. Sistemas de protección radiológica (6.193–6.194)	78
Requisito 58. Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible y los componentes del núcleo (6.195–6.200)	79
Requisito 59. Sistemas de desechos radiactivos (6.201–6.203)	81
Requisito 60. Comportamiento de los sistemas de apoyo y los sistemas auxiliares (6.204)	81
Requisito 61. Sistemas de protección contra incendios (6.205–6.209)	82
Requisito 62. Sistemas de iluminación	83
Requisito 63. Sistemas de elevación (6.210)	83
Requisito 64. Sistemas de aire acondicionado y ventilación (6.211)	83
Requisito 65. Sistemas de aire comprimido	84
Requisito 66. Dispositivos de experimentación (6.212–6.214)	84
7. EXPLOTACIÓN DE INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN	85
Disposiciones organizativas	85
Requisito 67. Responsabilidades de la entidad explotadora (7.1–7.9)	85
Requisito 68. Estructura y funciones de la entidad explotadora (7.10–7.12)	88
Requisito 69. Personal de operaciones (7.13–7.27)	89
Requisito 70. Capacitación, readiestramiento y cualificación del personal (7.28–7.31)	92
Requisito 71. Límites y condiciones operacionales (7.32–7.43)	93

Requisito 72. Actividades relacionadas con la seguridad (7.44–7.46)	95
Puesta en servicio	96
Requisito 73. Programa de puesta en servicio (7.47–7.56)	96
Requisito 74. Procedimientos operacionales (7.57–7.62)	99
Requisito 75. Sala de control principal, sala de control suplementaria y equipo de control (7.63–7.65)	100
Requisito 76. Condiciones materiales y mantenimiento (7.66–7.67)	101
Requisito 77. Mantenimiento, ensayo periódico e inspección (7.68–7.76)	102
Requisito 78. Gestión del núcleo y manipulación del combustible (7.77–7.84)	103
Requisito 79. Seguridad contra incendios (7.85–7.87)	105
Requisito 80. Seguridad no relacionada con las radiaciones (7.88)	106
Requisito 81. Preparación para emergencias (7.89–7.93)	107
Requisito 82. Registros e informes (7.94–7.97)	109
Requisito 83. Utilización y modificación de un reactor de investigación (7.98–7.106)	109
Requisito 84. Programa de protección radiológica (7.107–7.114)	111
Requisito 85. Gestión de los desechos radiactivos (7.115–7.119)	113
Requisito 86. Gestión del envejecimiento (7.120–7.122)	114
Requisito 87. Parada prolongada (7.123–7.125)	115
Requisito 88. Intercambio de información sobre la experiencia operacional (7.126–7.129)	116
8. PREPARACIÓN PARA LA CLAUSURA DE UN REACTOR DE INVESTIGACIÓN	117
Requisito 89. Plan de clausura (8.1–8.8)	117
9. INTERRELACIONES ENTRE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y LA SEGURIDAD FÍSICA DE UN REACTOR DE INVESTIGACIÓN	119
Requisito 90. Interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física (9.1–9.8)	119

APÉNDICE I: SUCESOS INICIADORES POSTULADOS SELECCIONADOS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN	121
APÉNDICE II: ASPECTOS OPERACIONALES DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN QUE MERCEN ESPECIAL ATENCIÓN	124
REFERENCIAS	127
ANEXO I: FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN	129
ANEXO II: VISIÓN GENERAL SOBRE LA APLICACIÓN DE LOS REQUISITOS DE SEGURIDAD EN LOS CONJUNTOS SUBCRÍTICOS	131
DEFINICIONES	133
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y EL EXAMEN	135

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La presente publicación sustituye al documento de Requisitos de Seguridad titulado *Seguridad de los reactores de investigación*,¹ que se editó en 2005 como publicación NS-R-4 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*. En su elaboración se han tenido en cuenta los *Principios fundamentales de seguridad*, publicación SF-1 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, editada en 2007 [1]. Los requisitos de seguridad nuclear tienen por objetivo garantizar el máximo nivel de seguridad que pueda razonablemente alcanzarse para la protección de los trabajadores y demás personal del emplazamiento, el público y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante procedente de instalaciones nucleares. Es un hecho que la tecnología y los conocimientos científicos avanzan, y que la seguridad nuclear y lo que se considera una protección adecuada contra los riesgos radiológicos han de examinarse a la luz de los conocimientos actuales. Los requisitos de seguridad cambiarán con el tiempo; la presente publicación de Requisitos de Seguridad refleja el consenso internacional actual.

1.2. Esta publicación 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 relacionados con el diseño y la explotación².

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

¹ ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de los reactores de investigación*, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° NS-R-4, OIEA, Viena (2010).

² 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 de investigación. Entre ellas, cabe mencionar las actividades en materia de mantenimiento, ensayo e inspección; manipulación del combustible y manipulación de materiales radiactivos (incluida la producción de radioisótopos); instalación, ensayo y funcionamiento de dispositivos experimentales; uso de haces de neutrones; actividades de investigación y desarrollo, y enseñanza y capacitación mediante sistemas de reactores de investigación; así como otras actividades conexas.

y los de investigación y entre los distintos tipos de reactor de investigación,³ incluidos los conjuntos críticos y subcríticos, esos requisitos deberán aplicarse en función de los riesgos potenciales asociados al reactor mediante la puesta en práctica de un enfoque graduado (véanse los párrs. 2.15 a 2.17 y la publicación SSG-22 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors” [2]).

OBJETIVO

1.4. El principal objetivo de la presente publicación de Requisitos de Seguridad es establecer una base para la seguridad y la evaluación de la seguridad en todas las etapas de la vida útil de un reactor de investigación mediante el establecimiento de requisitos sobre los aspectos relacionados con la supervisión reglamentaria, la gestión en pro de la seguridad, la evaluación de un emplazamiento⁴, el diseño, la fabricación, la construcción, la puesta en servicio, la explotación —incluidas la utilización y modificación— y la planificación de 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 está dirigida a las entidades que participan en el diseño, fabricación, construcción, explotación, modificación, mantenimiento y clausura de los reactores de investigación, en el análisis, verificación y examen de la seguridad y en la prestación de apoyo técnico, así como también a los órganos reguladores.

³ Un reactor de investigación es un reactor nuclear utilizado principalmente para la generación y utilización de flujos neutrónicos y radiaciones ionizantes con fines de investigación y de otro tipo. Se incluyen las instalaciones experimentales relacionadas con el reactor y las instalaciones de almacenamiento, manipulación y tratamiento de materiales radiactivos en el mismo emplazamiento que guardan relación directa con la explotación segura del reactor de investigación. Se incluyen además las instalaciones comúnmente conocidas como conjuntos críticos y conjuntos subcríticos.

⁴ En este contexto, la zona del emplazamiento es el área geográfica que contiene una instalación, actividad o fuente autorizadas y dentro de la cual el personal directivo de la instalación o actividad autorizadas puede aplicar directamente medidas de emergencia. El límite del emplazamiento es el perímetro de la zona del emplazamiento.

ALCANCE

1.6. Los requisitos de seguridad establecidos en esta publicación son aplicables a la evaluación de emplazamientos, el diseño, la fabricación, la construcción, la puesta en servicio, la explotación —incluidas la utilización y modificación— y la clausura de reactores de investigación, incluidos los conjuntos críticos y subcríticos. En la medida de lo posible, estos requisitos también pueden aplicarse a los reactores de investigación existentes.

1.7. A los efectos de la presente publicación, por reactor de investigación se entiende un reactor nuclear (incluidos los conjuntos críticos y subcríticos) utilizado para la investigación nuclear y para la generación y utilización de radiaciones con fines de investigación y de otra índole. Esta definición excluye los reactores nucleares empleados para la producción de electricidad, la propulsión de buques, la desalación o la calefacción urbana. El término abarca el núcleo del reactor, las fuentes radiactivas utilizadas, los dispositivos experimentales⁵, todos los sistemas necesarios para su explotación, los establecimientos gestionados por la instalación que contiene el material nuclear (irradiado o no), y las instalaciones de gestión de desechos radiactivos y todas las demás instalaciones relacionadas con el reactor o con sus instalaciones y dispositivos conexos experimentales ubicados en el emplazamiento del reactor.

1.8. 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, y fuentes neutrónicas frías o calientes, podría ser necesario aplicar medidas complementarias o incluso requisitos relacionados con los reactores de potencia u otras medidas de seguridad (p. ej. en el caso de reactores para el ensayo de materiales peligrosos). Para ese tipo de instalaciones, es preciso que los requisitos (y las normas técnicas) que se apliquen, su grado de aplicación y las otras medidas de seguridad que deban adoptarse sean propuestos por la entidad explotadora y sometidos a la aprobación del órgano regulador. Los reactores homogéneos y los sistemas accionados por acelerador quedan fuera del ámbito de esta publicación.

⁵ A los efectos de esta norma de seguridad, los dispositivos experimentales comprenden los dispositivos instalados dentro o alrededor del reactor, para utilizar el flujo neutrónico y la radiación ionizante del reactor con fines de investigación, desarrollo, producción de isótopos o para cualquier otro propósito.

1.9. Todos los requisitos aquí establecidos deberán aplicarse a menos que se pueda justificar que, en el caso de un reactor de investigación, un conjunto crítico o un conjunto subcrítico concretos, puedan aplicarse determinados requisitos sobre la base de un enfoque graduado. Cada uno de esos casos se individualizará, teniendo en cuenta la naturaleza y posible magnitud de los peligros que plantean la instalación de que se trate y las actividades realizadas. En lo sucesivo, los conjuntos subcríticos solo se mencionarán por separado si un requisito determinado no corresponde a los conjuntos subcríticos o solo es aplicable a ellos. En el párrafo 2.17 se indican factores que deberán tenerse en cuenta en el momento de decidir si la aplicación de algunos de los requisitos aquí establecidos puede basarse en un enfoque graduado.

1.10. En esta publicación no se abordan:

- a) los requisitos específicamente abarcados en otras publicaciones de Requisitos de Seguridad del OIEA (p. ej., en las refs. [3 a 7]);
- b) las cuestiones relativas a la seguridad física nuclear (salvo las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física nuclear, examinadas en la sección 9) o a los sistemas nacionales de contabilidad y control de materiales nucleares;
- c) las cuestiones en materia de seguridad industrial convencional que en ninguna circunstancia podrían afectar a la seguridad del reactor de investigación;
- d) las repercusiones no radiológicas derivadas de la explotación de la instalación de reactor de investigación.

1.11. Los términos utilizados en la presente publicación han de entenderse según las definiciones y explicaciones contenidas en el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* [8], excepto cuando se indique lo contrario (véanse las Definiciones).

ESTRUCTURA

1.12. En la presente publicación de Requisitos de Seguridad se mantiene la relación entre el objetivo de seguridad y los principios de seguridad, y entre los requisitos relativos a las funciones de seguridad nuclear y los criterios operacionales y de diseño en materia de seguridad. Consta de nueve secciones, dos apéndices y dos anexos. En la sección 2, que se basa en la publicación SF-1 [1], 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. En la sección 3, basada en la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety” [3], se tratan los requisitos generales relativos a la infraestructura jurídica y de reglamentación en la medida en que sean pertinentes para los reactores de investigación. En la sección 4 se abordan los requisitos relacionados con la gestión y la verificación de la seguridad. Esta sección se basa en la publicación GSR Part 2 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Leadership and Management for Safety” [4]. En la sección 5 se establecen requisitos referentes a la evaluación y selección del emplazamiento del reactor de investigación y se aborda la evaluación de nuevos emplazamientos y de emplazamientos de las instalaciones de reactores de investigación existentes. Esta sección se basa en la publicación NS-R-3 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Site Evaluation for Nuclear Installations” [5]. En la sección 6 se establecen requisitos para el diseño seguro de todos los tipos de reactores de investigación, teniendo en cuenta los aspectos mencionados en los párrafos 1.8 y 1.9. Se asegura la coherencia con la publicación de Requisitos de Seguridad que se ocupa del mismo tema para las centrales nucleares de potencia, publicación SSR-2/1 (Rev.1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Safety of Nuclear Power Plants: Design” [9]. En la sección 7 se establecen requisitos relativos a la explotación segura de los reactores de investigación, entre ellos los vinculados a la puesta en servicio, el mantenimiento, la utilización y la modificación. Se asegura igualmente la coherencia con la publicación de Requisitos de Seguridad que se ocupa del mismo tema para las centrales nucleares de potencia, publicación SSR-2/2 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation” [10]. En la sección 8 se establecen los requisitos para la preparación de la clausura segura de los reactores de investigación basándose en la publicación GSR Part 6 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Decommissioning of Facilities” [11], mientras que en la sección 9 se disponen los requisitos relativos a las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física. En el apéndice I figura una lista con una selección de los sucesos iniciadores postulados que deberán considerarse en el análisis de seguridad de un reactor de investigación. En el apéndice II se abordan los aspectos operacionales que merecen particular consideración. En el anexo I figura una lista con una selección de funciones de seguridad de los sistemas de seguridad de los reactores de investigación y de otros elementos de seguridad que habitualmente se incluyen en el diseño de un reactor de investigación. En el anexo II se presenta una reseña general sobre la aplicación de los requisitos de seguridad en los conjuntos subcríticos.

2. APLICACIÓN DEL OBJETIVO, LOS CONCEPTOS Y LOS PRINCIPIOS DE SEGURIDAD EN LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

CONSIDERACIONES GENERALES

2.1. En la publicación SF-1 [1] se establecen un objetivo fundamental de la seguridad y diez principios fundamentales de seguridad que constituyen la base de los requisitos y las medidas para la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las instalaciones y las actividades que plantean riesgos radiológicos.

OBJETIVO FUNDAMENTAL DE LA SEGURIDAD

2.2. 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 la seguridad ha de alcanzarse, y los diez principios de seguridad deben aplicarse, sin restringir indebidamente la explotación de las instalaciones o la realización de actividades que den lugar a riesgos radiológicos. Para garantizar que los reactores de investigación se exploten y las actividades se realicen de modo que se alcancen los niveles más altos de seguridad que puedan razonablemente alcanzarse, es necesario adoptar medidas con el fin de lograr lo siguiente (véase el párr. 2.1 de la publicación SF-1 [1]):

- a) “controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la liberación de material radiactivo al medio ambiente;
- b) reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación;
- c) mitigar las consecuencias de esos sucesos, cuando se produzcan.”

2.3. El párrafo 2.2 de la publicación SF-1 [1] establece que:

“El objetivo fundamental de la seguridad se aplica a todas las instalaciones y actividades y a todas las etapas del ciclo de vida de una instalación o fuente de radiación, a saber, la planificación, la selección del emplazamiento, el diseño, la fabricación, la construcción, la puesta en servicio y explotación [y utilización], así como la clausura y el cierre. Ello comprende las

actividades conexas de transporte de material radiactivo y gestión de los desechos radiactivos.”

PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE SEGURIDAD

2.4. En el párr. 2.3 de la publicación SF-1 [1] se señala que:

“Se han formulado diez principios de seguridad, que constituyen la base para elaborar los requisitos y aplicar las medidas de seguridad con el fin de alcanzar el objetivo fundamental de la seguridad. Los principios de seguridad forman un conjunto que se aplica en su totalidad; aunque en la práctica diferentes principios pueden revestir mayor o menor importancia según las circunstancias, es indispensable la aplicación adecuada de todos los principios pertinentes.”

2.5. Los requisitos presentados en esta publicación dimanar del objetivo fundamental de la seguridad de proteger a las personas y el medio ambiente, y de los principios de seguridad conexas [1]:

Principio 1: Responsabilidad de la seguridad

La responsabilidad primordial de la seguridad debe recaer en la persona u organización⁶ a cargo de las instalaciones y actividades que generan riesgos radiológicos.

Principio 2: Función del gobierno

Debe establecerse y mantenerse un marco de seguridad jurídico y gubernamental eficaz, que incluya un órgano regulador independiente.

Principio 3: Liderazgo y gestión en pro de la seguridad

Deben establecerse y mantenerse un liderazgo y una gestión que promuevan eficazmente la seguridad en las entidades que se ocupan de los riesgos radiológicos, y en las instalaciones y actividades que los generan.

⁶ En el caso de las instalaciones de los reactores de investigación, corresponde a la entidad explotadora.

Principio 4: Justificación de las instalaciones y actividades

Las instalaciones y actividades que generan riesgos radiológicos deben reportar un beneficio general.

Principio 5: Optimización de la protección

La protección debe optimizarse para proporcionar el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar.

Principio 6: Limitación de los riesgos para las personas

Las medidas de control de los riesgos radiológicos deben garantizar que ninguna persona se vea expuesta a un riesgo de daños inaceptable.

Principio 7: Protección de las generaciones presentes y futuras

Deben protegerse contra los riesgos radiológicos las personas y el medio ambiente del presente y del futuro.

Principio 8: Prevención de accidentes

Deben desplegarse todos los esfuerzos posibles para prevenir los accidentes nucleares o radiológicos y para mitigar sus consecuencias.

Principio 9: Preparación y respuesta en casos de emergencia

Deben adoptarse disposiciones de preparación y respuesta de emergencia para casos de incidentes nucleares o radiológicos.

Principio 10: Medidas protectoras para reducir los riesgos radiológicos existentes o no reglamentados

Las medidas protectoras para reducir los riesgos radiológicos existentes o no reglamentados deben justificarse y optimizarse.

Los requisitos derivados de estos principios deben aplicarse para reducir al mínimo y controlar los riesgos radiológicos para los trabajadores y demás personal, el público y el medio ambiente.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

2.6. Para cumplir los principios de seguridad, es preciso que, en todos los estados operacionales de un reactor de investigación y en todas las actividades conexas, incluidos los experimentos, las dosis debidas a la exposición a la radiación dentro de la instalación de reactor de investigación o a una emisión radiactiva programada desde la instalación se mantengan por debajo de los límites de dosis y en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse (es necesario optimizar la protección y la seguridad [7]).

2.7. Para la aplicación de los principios de seguridad también se requiere que los reactores de investigación se diseñen y exploten de manera que todas las fuentes de radiación estén sometidas a un control técnico y administrativo estricto. Sin embargo, estos principios no excluyen las exposiciones limitadas o la emisión de cantidades autorizadas de sustancias radiactivas al medio ambiente desde la instalación de reactor de investigación en estados operacionales. Esas exposiciones y emisiones radiactivas deberán registrarse y mantenerse estrictamente controladas y en unos niveles tan bajos como sea razonablemente posible en cumplimiento de los límites reglamentarios y operacionales así como de los requisitos de protección radiológica.

2.8. 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, se adoptarán disposiciones de emergencia para garantizar la mitigación de las consecuencias de cualquier accidente que pueda ocurrir. Estas medidas y disposiciones comprenden: dispositivos de seguridad; elementos de seguridad para las condiciones adicionales de diseño; planes y procedimientos de emergencia en el emplazamiento establecidos por la entidad explotadora; y posiblemente medidas de intervención en caso de emergencia fuera del emplazamiento adoptadas por las autoridades competentes de conformidad con la publicación GSR Part 7 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency” [6].

2.9. El enfoque de seguridad aplicado para la consecución de los principios establecidos en la publicación SF-1 [1] se basa en el concepto de defensa en profundidad y en la adopción de medidas para gestionar y verificar la seguridad durante toda la vida útil de la instalación de reactor de investigación. Este enfoque

trata de garantizar los medios para que la entidad preste apoyo a las personas y los grupos en la realización de sus tareas de forma segura, teniendo en cuenta las interacciones entre las personas, la tecnología y los aspectos organizativos.

CONCEPTO DE DEFENSA EN PROFUNDIDAD

2.10. El principal medio para prevenir accidentes en la instalación de un reactor de investigación y mitigar las consecuencias de los accidentes, si se producen, es la aplicación del concepto de defensa en profundidad. Este concepto se aplica a todas las actividades en la esfera de la seguridad, ya estén relacionadas con la organización, el comportamiento o el diseño, en todos los estados operacionales.

2.11. La aplicación del concepto de defensa en profundidad a lo largo del diseño y la explotación proporciona protección contra incidentes y accidentes operacionales previstos, incluidos los resultantes de fallos del equipo o actuaciones humanas inapropiadas dentro de la instalación y los sucesos causados por peligros externos.

2.12. La aplicación del concepto de defensa en profundidad en el diseño de un reactor de investigación proporciona una serie de niveles de defensa (basados en elementos, equipos y procedimientos inherentes) destinados a prevenir accidentes y garantizar la protección adecuada de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación y mitigar las consecuencias en caso de que se produzca un accidente. En el párrafo 3.31 de la publicación SF-1 [1] se señala que “[1]a eficacia independiente de los diferentes niveles de defensa es un elemento necesario de la defensa en profundidad”. Sin embargo, el concepto de defensa en profundidad se aplicará teniendo en cuenta el enfoque graduado. Hay cinco niveles de defensa:

- 1) La finalidad del primer nivel de defensa es evitar las desviaciones del funcionamiento normal y el fallo de elementos importantes para la seguridad. De ahí se desprende el requisito de que la instalación de reactor de investigación se emplazará, diseñará, construirá, explotará y mantendrá de manera sólida y conservadora, con arreglo al sistema de gestión y a prácticas de ingeniería probadas, como la aplicación de la redundancia, la independencia y la diversidad. A fin de lograr este objetivo, debe prestarse minuciosa atención a la selección de los códigos y materiales de diseño adecuados, así como al control de la fabricación de los componentes y de la construcción, la puesta en servicio, la explotación y el mantenimiento del reactor de investigación.

- 2) La finalidad del segundo nivel de defensa es detectar y controlar las desviaciones de los estados operacionales normales para evitar que los incidentes operacionales previstos se agraven y se transformen en condiciones de accidente. Ello supone el reconocimiento del hecho de que en algún momento de la vida operacional del reactor de investigación podrán producirse algunos sucesos iniciadores postulados, pese a las precauciones adoptadas para evitarlos. Este nivel requiere la existencia de elementos y sistemas específicos en el diseño, determinados en el análisis de la seguridad, y el establecimiento 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 presupone que existe la posibilidad, aunque muy remota, de que en los niveles de defensa anteriores no se logre detener el agravamiento 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 de seguridad inherente, el diseño basado en el fallo sin riesgo y equipos y procedimientos adicionales para controlar sus consecuencias y alcanzar estados estables y aceptables en la instalación de reactor de investigación después de esos sucesos. De ahí se desprende el requisito de que los dispositivos de seguridad deben ser capaces de llevar el reactor de investigación primero a un estado controlado y posteriormente a un estado seguro. El objetivo de protección radiológica es que no se produzcan consecuencias radiológicas fuera del emplazamiento, o que estas solo sean de poca importancia.
- 4) La finalidad del cuarto nivel de defensa es mitigar las consecuencias de los accidentes derivados del fallo del tercer nivel de la defensa. El objetivo más importante de este nivel es garantizar la función de confinamiento, asegurando así que las emisiones radiactivas se mantengan en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.
- 5) El quinto y último nivel de defensa tiene por objetivo mitigar las consecuencias radiológicas de las emisiones radiactivas que podrían producirse a raíz de un accidente. Esto requiere disponer de instalaciones de respuesta a emergencias adecuadamente equipadas y de planes y procedimientos en el emplazamiento y, de ser necesario, fuera de él.

2.13. Un aspecto que guarda relación con la aplicación del concepto de la defensa en profundidad en un reactor de investigación es la inclusión en el diseño de una serie de barreras físicas, así como una combinación de elementos de seguridad activa, pasiva e inherente que contribuyan a la eficacia de las barreras físicas en lo que respecta al confinamiento del material radiactivo en los lugares

especificados. El número de barreras necesarias dependerá del término fuente potencial según la cantidad y composición isotópica de los radionucleidos, la eficacia de cada barrera, los posibles peligros internos y externos, y las posibles consecuencias de los fallos de la barrera.

2.14. El concepto de defensa en profundidad se aplica principalmente en función del análisis de seguridad y el uso de prácticas de ingeniería 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 del reactor de investigación y especifica las consecuencias de esos fallos. En el marco del análisis de la seguridad se examinan: todas las modalidades de funcionamiento normal previstas de la instalación de reactor de investigación; y su comportamiento en incidentes operacionales previstos, condiciones de accidentes base de diseño y, de ser necesario, secuencias de sucesos que podrían llevar a condiciones adicionales de diseño (véase el requisito 22 y los párrs. 6.64 a 6.68). En los párrs. 6.119 a 6.125 se presentan los requisitos relativos al análisis de seguridad del diseño. Estos análisis son evaluados de manera independiente por la entidad explotadora y el órgano regulador (véanse los párrs. 3.1 a 3.3).

ENFOQUE GRADUADO

2.15. Los reactores de investigación se utilizan para fines especiales y diversos, como la investigación, la capacitación, la enseñanza, 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.

2.16. La mayoría de los reactores de investigación generan menos riesgos potenciales para el público que las centrales nucleares de potencia, pero pueden entrañar mayores peligros potenciales para los explotadores, los investigadores y otros usuarios debido al acceso relativamente fácil a la radiación o los materiales radiactivos. La categorización cualitativa de la instalación se basará en los peligros potenciales asociados al reactor de investigación (véase SSG-22 [2]).

2.17. Entre los factores que deberán tenerse en cuenta al decidir si determinados requisitos establecidos en la presente publicación se deben aplicar de manera graduada figuran los siguientes:

- a) la potencia del reactor;
- b) el término fuente potencial;
- c) la cantidad de materiales fisionables y fisibles 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 a la seguridad del reactor;
- e) el tipo de elementos combustibles;
- f) el tipo y la masa del moderador, el reflector y el refrigerante;
- g) la cantidad de reactividad que puede introducirse, así como su velocidad de introducción, los mecanismos de control de la reactividad, los elementos de seguridad inherentes y adicionales (incluidos los destinados a prevenir estados de criticidad accidental);
- 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) la evaluación del emplazamiento, incluidos los peligros externos asociados al emplazamiento y la proximidad a grupos de población;
- k) la facilidad o la dificultad para cambiar la configuración general.

3. SUPERVISIÓN REGLAMENTARIA DE LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

INFRAESTRUCTURA JURÍDICA Y REGLAMENTARIA

3.1. En la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se expone que el gobierno ha de velar por la creación de una infraestructura jurídica adecuada para la instalación de reactor de investigación. Ello facilitará la reglamentación de las actividades nucleares y la clara asignación de responsabilidades con respecto a la seguridad en todas las etapas de la vida útil de la instalación. El gobierno es responsable de aprobar la legislación que asigna la responsabilidad primordial respecto de la seguridad a la entidad explotadora y establece un órgano regulador. El órgano regulador se encarga de establecer reglamentos que dan lugar a un sistema de

autorización⁷ para el control reglamentario de las actividades nucleares y el cumplimiento de los reglamentos. Estos principios se establecen en la sección 3 (principios 1 y 2) de la publicación SF-1 [1].

3.2. Los requisitos de seguridad generales para el cumplimiento de esos principios se establecen en la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3], que abarca los aspectos esenciales del marco gubernamental y jurídico que son necesarios para crear un órgano regulador y adoptar otras medidas requeridas con miras a garantizar el control reglamentario eficaz de las instalaciones y actividades – ya existentes y nuevas – que tienen fines pacíficos. También se abarcan otras responsabilidades y funciones, tales como el enlace con el régimen mundial de seguridad y el enlace para proporcionar los servicios de apoyo necesarios a los efectos de la seguridad (comprendida la protección radiológica), la preparación y respuesta para casos de emergencia, la seguridad física nuclear⁸ y el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares. Estos requisitos de seguridad generales se aplican a la infraestructura jurídica y gubernamental asociada a la seguridad de los reactores de investigación durante la evaluación, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación, —incluidas la utilización y modificación— y la clausura del emplazamiento. La aplicación de un enfoque graduado proporcional a los peligros potenciales de la instalación es fundamental y se utilizará para determinar y aplicar los requisitos de seguridad adecuados (véanse los párrs. 2.15 a 2.17).

3.3. En la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se señala que el gobierno debe establecer y mantener un órgano regulador realmente independiente para el control reglamentario de las instalaciones y actividades (véanse los requisitos 3 y 4 del documento GSR Part 1 (Rev. 1) [3]). A fin de que el órgano regulador sea eficaz, se le dotará de las facultades legales estatutarias y los recursos necesarios para que pueda cumplir sus responsabilidades y funciones. Esas facultades abarcan la autoridad para examinar y evaluar la información relacionada con la seguridad presentada por la entidad explotadora durante el proceso de autorización y para aplicar los reglamentos pertinentes (p. ej., mediante la expedición, modificación o revocación de las autorizaciones o sus condiciones), incluidas la realización

⁷ La autorización para explotar una instalación o realizar una actividad puede ser concedida por el órgano regulador u otro organismo gubernamental a una entidad explotadora o a una persona. La “autorización” comprende la aprobación, el permiso por escrito, la concesión de la licencia, la certificación o el registro. Véase la ref. [8] y el requisito 23 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3].

⁸ Las directrices del OIEA sobre seguridad física nuclear se publican en la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

de inspecciones y auditorías para determinar el cumplimiento, la adopción de medidas coercitivas y el suministro de información a otras autoridades competentes o al público, según corresponda.

PROCESO DE AUTORIZACIÓN

3.4. El proceso de autorización es continuo; se inicia en la etapa de evaluación del emplazamiento y prosigue hasta el levantamiento del control reglamentario de la instalación inclusive. El proceso de autorización puede variar según los Estados, pero las etapas principales para los reactores nucleares de investigación serán las siguientes:

- a) evaluación del emplazamiento;
- b) diseño;
- c) construcción;
- d) puesta en servicio;
- e) explotación, incluidas la utilización y modificación⁹;
- f) clausura;
- g) levantamiento del control reglamentario.

3.5. En algunos casos, con una sola licencia se pueden autorizar varias etapas, pero ello conlleva condiciones para controlar las etapas ulteriores. A pesar de estas diferencias entre las prácticas nacionales, la entidad explotadora presentará al órgano regulador una demostración detallada de la seguridad en forma de un informe de análisis de la seguridad que incluya un análisis de seguridad adecuado para su examen y evaluación como parte del proceso de autorización.

Requisito 1. Informe de análisis de la seguridad

El informe de análisis de la seguridad para la instalación de reactor de investigación será preparado por la entidad explotadora. En dicho informe se justificará el emplazamiento y el diseño y se sentarán las bases para la explotación segura del reactor de investigación. El órgano regulador examinará y evaluará el informe de análisis de la seguridad

⁹ Aunque la utilización y modificación de los reactores de investigación son actividades que normalmente se incluyen en la explotación, en el proceso de autorización 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 de la instalación de reactor (véanse los párrs. 7.98 a 7.106).

antes de autorizar que el proyecto del reactor de investigación pase a la etapa siguiente. El informe se actualizará periódicamente durante la vida operacional del reactor de investigación a fin de recoger las modificaciones hechas en la instalación, basándose en la experiencia y de conformidad con los requisitos reglamentarios.

3.6. El informe de análisis de la seguridad es uno de los documentos principales para la autorización de la instalación de reactor de investigación y constituye un vínculo importante entre la entidad explotadora y el órgano regulador. Este informe contendrá una descripción detallada del emplazamiento del reactor, la instalación de reactor, y los dispositivos experimentales e incluirá 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 seguridad del reactor y la protección del personal de operaciones¹⁰, el público y el medio ambiente. En él se analizarán los peligros potenciales asociados a la explotación del reactor, se incluirán los análisis de seguridad de secuencias de accidentes y se describirán 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 de conformidad con el concepto de defensa en profundidad.

3.7. Los análisis de seguridad que se incluyan en el informe de análisis de la seguridad servirán de base para los límites y condiciones operacionales del reactor. El informe de análisis de la seguridad proporcionará información detallada sobre la entidad explotadora, la ejecución de las operaciones y el sistema de gestión durante toda la vida útil de la instalación de reactor de investigación. Asimismo, facilitará información acerca de las disposiciones de emergencia relativas al reactor de investigación, si bien ello no elimina la necesidad de contar con disposiciones de emergencia detalladas de conformidad con el requisito 81.

3.8. El informe de análisis de la seguridad contendrá información que demuestre el cumplimiento de la legislación nacional y de los requisitos establecidos por el órgano regulador. El grado de detalle de la información que debe presentarse en este informe se determinará aplicando un enfoque graduado. Para los reactores con altos niveles de potencia, el informe de análisis de la seguridad generalmente deberá examinar de manera más exhaustiva, por ejemplo, los aspectos relativos al diseño del reactor y los escenarios de accidente. En el caso de algunos reactores

¹⁰ El personal de operaciones comprende el director encargado del reactor, los supervisores de turno, los operadores, el personal de mantenimiento y el personal de protección radiológica.

(p. ej. reactores de investigación con un bajo peligro potencial, conjuntos críticos o subcríticos), el informe de análisis de la seguridad puede ser mucho menos extenso. Sin embargo, en todos los casos, el informe de análisis de la seguridad abarcará cada uno de los temas señalados en los párrafos 3.6 y 3.7.

3.9. El informe de análisis de la seguridad citará las referencias que puedan ser necesarias para examinarlo y evaluarlo en profundidad. Este material de referencia será de fácil acceso para el órgano regulador y no será objeto de clasificación o limitación alguna que impida su debido examen y evaluación.

Examen y evaluación por el órgano regulador

3.10. El órgano regulador examinará y evaluará la información (normalmente con un informe de análisis de la seguridad) presentada por la entidad explotadora en apoyo a su solicitud de autorización. En la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se exponen los objetivos específicos del examen y la evaluación reglamentarios. Estos serán proporcionales a la magnitud de los riesgos radiológicos potenciales asociados a la instalación de reactor de investigación de conformidad con un enfoque graduado. De ser necesario, el órgano regulador podrá pedir información adicional, según las prácticas nacionales.

3.11. Al inicio del proyecto del reactor de investigación se acordará y se pondrá a disposición de la entidad explotadora un calendario para la presentación de los documentos que deban examinarse y evaluarse en las etapas del proceso de autorización.

Criterios de aceptación

3.12. Cada Estado establecerá su propio enfoque con respecto a los criterios de aceptación en función de sus respectivas infraestructuras jurídicas y reglamentarias. Los criterios de aceptación basados en los principios para el diseño y la explotación en condiciones de seguridad se pondrán a disposición de las entidades explotadoras.

INSPECCIÓN Y ACCIÓN COERCITIVA

3.13. En el párrafo 2.5 (10) de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se establece que “un marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad eficaz [...] establecerá [...] las disposiciones necesarias para la inspección de

las instalaciones y actividades y para el cumplimiento de los reglamentos, con arreglo a un enfoque graduado”.

3.14. En el párrafo 4.50 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se establece que:

“El órgano regulador elaborará y aplicará un programa de inspección de instalaciones y actividades para confirmar el cumplimiento de los requisitos reglamentarios y las condiciones especificadas en la autorización. En ese programa especificará los tipos de inspección reglamentaria (comprendidas las inspecciones programadas y las no anunciadas) y estipulará la frecuencia de las inspecciones y las zonas y los programas que se inspeccionarán, con arreglo a un enfoque graduado”.

3.15. En el requisito 30 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se establece que:

“El órgano regulador establecerá y aplicará una política coercitiva dentro del marco jurídico para dar respuesta al incumplimiento por las partes autorizadas de los requisitos reglamentarios o de las condiciones especificadas en la autorización”.

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 y demás personal, el público o el medio ambiente, dicho órgano exigirá a la entidad explotadora que restrinja sus actividades y tome todas las medidas necesarias para restablecer un nivel adecuado de seguridad. En caso de incumplimiento continuo, persistente o extremadamente grave, el órgano regulador ordenará a la entidad explotadora que interrumpa sus actividades y podrá suspender o revocar la autorización.

4. GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD EN LAS INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Requisito 2. Responsabilidades en la gestión de la seguridad

La entidad explotadora de la instalación de reactor de investigación asumirá la responsabilidad primordial de la seguridad del reactor de investigación durante su vida útil, desde el comienzo del proyecto de evaluación del emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación, —incluidas la utilización y modificación— y la clausura del reactor, hasta el levantamiento del control reglamentario.

4.1. A fin de garantizar el rigor y la minuciosidad en el logro y el mantenimiento de la seguridad a todos los niveles del personal, la entidad explotadora:

- a) establecerá y aplicará políticas de seguridad y garantizará que se conceda la máxima prioridad a las cuestiones de seguridad;
- b) definirá claramente las obligaciones y responsabilidades con las correspondientes estructuras jerárquicas y líneas de comunicación;
- c) velará por que se disponga de personal suficiente a todos los niveles con la debida cualificación y capacitación;
- d) establecerá y aplicará 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) examinará, supervisará y verificará¹¹ periódicamente todas las cuestiones relacionadas con la seguridad y, cuando corresponda, adoptará las medidas correctoras apropiadas;
- f) desarrollará y mantendrá una sólida cultura de la seguridad y preparará y difundirá una declaración de la política y los objetivos de seguridad que sea comprensible para todo el personal.

¹¹ Evaluaciones independientes tales como actividades de auditoría o vigilancia realizadas para determinar el grado de cumplimiento de los requisitos relativos al sistema de gestión, a fin de evaluar la eficacia del sistema de gestión y determinar las oportunidades para introducir mejoras. Estas evaluaciones pueden ser realizadas por la entidad misma, o en su nombre, con fines internos, por las partes interesadas, como por ejemplo, los clientes y reguladores (o por otras personas en su nombre), o por entidades independientes externas.

4.2. Siempre que la entidad explotadora inicie una nueva etapa de la vida útil de un reactor de investigación, presentará una demostración detallada, que incluirá un análisis de seguridad adecuado, para su examen y evaluación por el órgano regulador antes de que el proyecto reciba autorización para pasar a la etapa siguiente.

4.3. La entidad explotadora presentará oportunamente al órgano regulador toda la información que este le haya solicitado. La entidad explotadora será responsable de adoptar disposiciones con los vendedores y los suministradores 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. Toda la información facilitada al órgano regulador por la entidad explotadora será completa y exacta. El formato y contenido de los documentos presentados al órgano regulador por la entidad explotadora en apoyo de la autorización se basarán en los requisitos que se presentan en los párrs. 3.6 a 3.9. Las funciones y responsabilidades de la entidad explotadora para garantizar la seguridad en cada una de las etapas de la vida útil del reactor de investigación se exponen en la sección 3 (véase el requisito 1) y en la sección 4, así como en los párrafos pertinentes de las secciones 5 a 9.

Requisito 3. Política de seguridad

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará políticas de seguridad que concedan la máxima prioridad a la seguridad.

4.4. La entidad explotadora establecerá y aplicará una política de seguridad que conceda la máxima prioridad a la seguridad, que prevalecerá sobre cualquier otra exigencia, incluidas las exigencias de producción y de los usuarios del reactor. La política de seguridad promoverá una sólida cultura de la seguridad, de la que formarán parte el espíritu crítico y el compromiso con la excelencia en todas las actividades importantes para la seguridad.

4.5. La política de seguridad establecerá claramente el papel rector del nivel más alto del personal directivo en cuestiones de seguridad. Corresponderá al personal

directivo superior¹² comunicar y aplicar las disposiciones de la política de seguridad en toda la entidad. Se informará a todo el personal de la entidad sobre dicha política, así como sobre su obligación de velar por ella. Las expectativas del personal directivo en relación con el comportamiento de la seguridad se comunicarán claramente a todo el personal, y se velará por que se comprendan y apliquen dentro de la entidad.

4.6. La política de seguridad de la entidad explotadora incluirá el compromiso de mejorar la seguridad operacional. La estrategia de la entidad explotadora para mejorar la seguridad y encontrar métodos más eficaces para aplicar, y si es posible mejorar, las normas existentes se supervisará permanentemente, revisará de forma periódica y apoyará mediante un programa bien definido con objetivos claros.

SISTEMA DE GESTIÓN

Requisito 4. Sistema de gestión integrada

La entidad explotadora de la instalación de reactor de investigación establecerá, aplicará, evaluará y mejorará continuamente un sistema de gestión integrada.

4.7. En la publicación GSR Part 2 [4] se establecen los requisitos para un sistema de gestión integrada¹³ de instalaciones y actividades. Estos requisitos y los objetivos y principios conexos se tendrán en cuenta en el establecimiento y la aplicación del sistema de gestión para el reactor de investigación por medio de un enfoque graduado basado en la importancia para la seguridad de cada elemento,

¹² Por “personal directivo superior” se entiende la persona, o grupo de personas, responsable de cumplir las condiciones establecidas en la licencia, que dirige, controla y evalúa una entidad al más alto nivel. Se utilizan muchos términos diferentes como, por ejemplo, consejo de administración, director ejecutivo, director general, equipo ejecutivo, director de la central, gerente, regulador principal, vicepresidente del emplazamiento, director gerente y director del laboratorio.

¹³ Un sistema de gestión integrada es un único sistema de gestión coherente en que se integran todos los componentes de una entidad para posibilitar la consecución de sus objetivos. Esos componentes son, entre otros, la estructura orgánica, los recursos y los procesos organizativos. Este sistema integra todos los elementos de la gestión, incluida la seguridad tecnológica, la salud, el medio ambiente, la seguridad física, la calidad, factores humanos y organizativos, y los elementos sociales y económicos, de modo que la seguridad no se vea comprometida.

servicio o proceso. El grado de detalle del sistema de gestión que se requiere para un determinado reactor de investigación o experimento dependerá del peligro potencial asociado al reactor y el experimento (véanse los párrs. 2.15 a 2.17 sobre el enfoque graduado, y la publicación SSG-22 [2]).

4.8. Mediante el establecimiento y el uso de un sistema de gestión integrada, la entidad explotadora asegurará que el reactor de investigación se emplace, diseñe, construya, ponga en servicio, explote, emplee (incluidas las actividades conexas como las mencionadas en el apéndice II), y cierre de forma segura y dentro de los límites y condiciones especificados en los límites y condiciones operacionales y establecidos en la autorización.

4.9. El sistema de gestión se elaborará y establecerá con arreglo al calendario previsto para la realización de las actividades en todas las etapas de la vida útil del reactor de investigación. El sistema de gestión abarcará, en particular, las actividades de investigación del emplazamiento, que suelen iniciarse con bastante antelación al establecimiento de un proyecto.

4.10. El sistema de gestión incluirá todos los elementos de la gestión de manera que los procesos y las actividades importantes para la seguridad se definan y lleven a cabo de conformidad con los requisitos pertinentes, entre ellos los relativos a la dirección, la protección de la salud, el comportamiento humano, la preparación y respuesta para casos de emergencia, la protección del medio ambiente, la seguridad física y la calidad.

4.11. El sistema de gestión determinará e incluirá lo siguiente:

- a) los requisitos estatutarios y reglamentarios del Estado;
- b) las normas de seguridad del OIEA pertinentes;
- c) todos los requisitos oficialmente acordados con las partes interesadas.

4.12. La documentación del sistema de gestión se examinará y someterá a la aprobación de los niveles directivos apropiados de la entidad explotadora y se presentará al órgano regulador para su examen y evaluación, según se solicite.

4.13. Las disposiciones del sistema de gestión se basarán en cuatro categorías funcionales:

- a) responsabilidades del personal directivo;
- b) gestión de los recursos;

- c) gestión de los procesos y las actividades;
- d) medición, evaluación y mejora del sistema de gestión.

Responsabilidades del personal directivo

4.14. El personal directivo se encargará de suministrar los medios y el apoyo necesarios para alcanzar los objetivos de la entidad. A este respecto, el sistema de gestión incluirá disposiciones para la comunicación eficaz y la asignación clara de las responsabilidades a fin de asegurar que los procesos y las actividades importantes para la seguridad se controlen y realicen de modo que se garantice la consecución de los objetivos en materia de seguridad.

Gestión de los recursos

4.15. La gestión de los recursos garantizará la determinación y la disponibilidad de los recursos¹⁴ indispensables para la ejecución de la estrategia organizativa y el logro de los objetivos de la entidad. El sistema de gestión asegurará que:

- a) los suministradores, fabricantes y diseñadores de estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad dispongan de un sistema de gestión integrada eficaz, con auditorías que permitan confirmar su eficacia;
- b) el personal externo (incluidos los suministradores y los encargados de los experimentos) esté debidamente capacitado y cualificado, y lleve a cabo sus actividades bajo el mismo control y con el mismo nivel de calidad que el personal del reactor.
- c) se determinen, faciliten, comprueben, verifiquen y mantengan el equipo, los instrumentos, los materiales y los equipos y programas informáticos necesarios para ejecutar las actividades de manera segura.

Ejecución de los procesos

4.16. El sistema de gestión incluirá disposiciones para la ejecución de los procesos a fin de garantizar que el diseño, incluidos los posteriores cambios, modificaciones o mejoras de la seguridad, la construcción, la puesta en servicio, la explotación y utilización, y la clausura del reactor se realicen con arreglo a los códigos, las normas, las especificaciones, los procedimientos y los controles administrativos establecidos. Los elementos y servicios importantes para la

¹⁴ El término “recursos” abarca las personas, la infraestructura, el entorno de trabajo, la información y los conocimientos, y los suministradores, así como los recursos materiales y financieros.

seguridad se especificarán y controlarán de modo que se garantice su utilización, mantenimiento y configuración apropiados.

4.17. En la fabricación y la construcción de las estructuras, sistemas y componentes del reactor de investigación, comprendidos sus dispositivos e instalaciones experimentales conexos y los proyectos de modificación, se establecerán procesos para garantizar el cumplimiento de los requisitos de seguridad y reglamentos pertinentes y la ejecución adecuada de los trabajos de construcción. Esos procesos permitirán a la entidad explotadora garantizar que la fabricación y la construcción de los elementos importantes para la seguridad se realicen conforme a los requisitos de diseño y los requisitos reglamentarios.

4.18. Como parte del sistema de gestión, los procesos relativos a la utilización y modificación se establecerán y clasificarán en función de su importancia para la seguridad. Dichos procesos comprenderán el diseño, el examen, la evaluación y aprobación, la fabricación, el ensayo y la ejecución de un proyecto de utilización y modificación. Al principio de la etapa de explotación del reactor, la entidad explotadora pondrá en práctica los procedimientos pertinentes que describan los procesos.

4.19. El sistema de gestión asegurará que los elementos y servicios que se adquieran se ajusten a los requisitos establecidos y funcionen con arreglo a lo especificado. Los suministradores serán evaluados y seleccionados en función de criterios especificados. En los documentos de adquisición se definirán 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 se someterán a verificación antes de que se utilicen los elementos o se presten los servicios.

Evaluación y mejoras

4.20. La eficacia del sistema de gestión se medirá regularmente y se evaluará mediante evaluaciones independientes y autoevaluaciones. Se determinarán y corregirán las deficiencias en los procedimientos. La entidad explotadora evaluará los resultados de dichas evaluaciones y determinará y tomará las medidas necesarias para lograr una mejora continua.

VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD

Requisito 5. Evaluación de la seguridad

La idoneidad del diseño del reactor de investigación se verificará de conformidad con el sistema de gestión por medio de exhaustivos análisis deterministas de la seguridad y análisis probabilistas complementarios, según corresponda, y se validará mediante la verificación independiente de personas o grupos distintos de los que realizaron originariamente las tareas de diseño. La evaluación de la seguridad se proseguirá a lo largo de todas las etapas de la vida útil del reactor (en exámenes periódicos de la seguridad) y se realizará de conformidad con la posible magnitud y naturaleza de los peligros asociados a la instalación o actividad en particular.

4.21. La verificación, validación y aprobación del diseño del reactor se ultimarán lo antes posible en los procesos de diseño y construcción y, en todo caso, antes de que comience la puesta en servicio.

4.22. La evaluación de la seguridad¹⁵ formará parte del proceso de diseño, con iteraciones entre las actividades de diseño y las actividades analíticas de confirmación, y su alcance y grado de detalle aumentarán a medida que avance el diseño.

4.23. La evaluación de la seguridad comenzará en una fase temprana del proceso de diseño. El análisis determinista de seguridad será el instrumento primordial de la evaluación de la seguridad de los reactores de investigación. El análisis probabilista de seguridad se podrá utilizar como un instrumento complementario para detectar posibles deficiencias y mejorar la evaluación de la seguridad.

4.24. Las evaluaciones de la seguridad (y los exámenes periódicos de la seguridad) se documentarán a fin de facilitar su examen.

4.25. Durante toda la vida operacional del reactor de investigación se realizarán exámenes sistemáticos periódicos de la seguridad de conformidad con los requisitos reglamentarios, teniendo en cuenta la experiencia operacional, los efectos acumulativos del envejecimiento, las normas de seguridad aplicables y la información sobre seguridad procedente de todas las fuentes pertinentes.

¹⁵ En la publicación GSR Part 4 (Rev.1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, “Safety Assessment for Facilities and Activities” [12] se establecen los requisitos relativos a la evaluación de la seguridad de instalaciones y actividades.

La entidad explotadora verificará mediante análisis, monitorización, ensayos e inspecciones que el estado físico de la instalación de reactor, comprendidos los dispositivos y las instalaciones experimentales, es el que se describe en el informe de análisis de la seguridad y demás documentos sobre la seguridad, y que la puesta en servicio y la explotación de la instalación se realizan de conformidad con los requisitos de seguridad, el análisis de seguridad y los límites y condiciones operacionales.

4.26. Entre las actividades relacionadas con las evaluaciones sistemáticas periódicas de la seguridad se incluyen exámenes periódicos de la seguridad tales como autoevaluaciones y exámenes por homólogos¹⁶ para confirmar que el informe de análisis de la seguridad y otros documentos seleccionados (como la documentación relativa a los límites y condiciones operacionales, el mantenimiento, la capacitación y la cualificación) correspondientes a la instalación siguen siendo válidos a la vista de los actuales requisitos reglamentarios; o, de ser necesario, para actualizar o efectuar mejoras en la medida de lo posible. En dichos exámenes se tendrán en cuenta las modificaciones en las características del emplazamiento, los cambios en la utilización del programa, los efectos acumulativos del envejecimiento y las modificaciones, los cambios en los procedimientos, el uso de las observaciones recibidas sobre la experiencia operacional y los adelantos técnicos. Se verificará que las estructuras, sistemas y componentes y los programas informáticos seleccionados cumplen los requisitos de diseño. En las secciones 6 y 7 se establecen los requisitos específicos de diseño y los requisitos funcionales, respectivamente.

Requisito 6. Comité de seguridad

Se establecerá un comité de seguridad (o un grupo asesor) que sea independiente del director encargado del reactor para asesorar a la entidad explotadora sobre todos los aspectos de seguridad del reactor de investigación.

¹⁶ El examen por homólogos es el examen que realiza un grupo de expertos independientes con competencia y experiencia técnicas en las esferas de la evaluación. Las opiniones se basan en los conocimientos especializados conjuntos 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 con las buenas prácticas aceptadas internacionalmente, así como de un intercambio de opiniones formuladas por expertos.

4.27. El comité de seguridad (o grupo asesor) prestará asesoramiento a la entidad explotadora sobre: i) la evaluación de la seguridad de cuestiones relacionadas con el diseño, la puesta en servicio y la explotación; y ii) los aspectos pertinentes de la seguridad del reactor y su utilización en condiciones de seguridad.¹⁷ Los miembros del comité de seguridad serán expertos en diferentes esferas asociadas con el diseño y la explotación de reactores de investigación. El comité de seguridad estará en pleno funcionamiento antes de iniciarse el diseño del reactor de investigación. También se establecerá la lista de elementos que el comité de seguridad debe examinar, respecto de los cuales debe dar asesoramiento y cuya aprobación debe recomendar. Esa lista incluirá, entre otras cosas:

- a) el diseño de las estructuras, sistemas y componentes y, en particular, el diseño y la cualificación de elementos combustibles nucleares¹⁸ y elementos de control de la reactividad;
- b) los documentos sobre seguridad y sus modificaciones;
- c) los nuevos ensayos, experimentos, equipos, sistemas o procedimientos de importancia para la seguridad propuestos;
- d) las modificaciones propuestas de los elementos importantes para la seguridad y los cambios en los experimentos que repercuten en la seguridad;
- e) las transgresiones de los límites y condiciones operacionales, la licencia y los procedimientos que revisten importancia para la seguridad;
- f) los sucesos que deben notificarse o que se han notificado al órgano regulador;
- g) los exámenes periódicos del comportamiento operacional de la instalación de reactor de investigación y de su comportamiento desde el punto de vista de la seguridad;
- h) los informes sobre las descargas radiactivas rutinarias al medio ambiente;
- i) los informes sobre las dosis de radiación recibidas por el personal presente en la instalación y por el público;
- j) los informes que se deberán presentar al órgano regulador;
- k) los informes sobre las inspecciones reglamentarias.

¹⁷ En algunos Estados se establece otro comité de seguridad (o grupo asesor) para asesorar al director del reactor de investigación acerca de los aspectos de seguridad relativos a la explotación y utilización diarias del reactor (véase el párr. 7.26).

¹⁸ Los elementos combustibles nucleares son elementos que contienen materiales nucleares fisionables y fisibles que se utilizan en el núcleo de un reactor de investigación con el fin de producir neutrones. Se establecen márgenes de seguridad y diseño adecuados a fin de tomar en consideración el comportamiento desconocido del combustible experimental que todavía no se ha cualificado.

5. EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO PARA INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

5.1. La evaluación del emplazamiento para un reactor de investigación tiene por principal objetivo, desde el punto de vista de la seguridad, proteger al público y el medio ambiente de las consecuencias radiológicas de toda emisión, ya sea normal o accidental, de material radiactivo (véase la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]). Se reunirá información lo suficientemente detallada para fundamentar el análisis de seguridad y demostrar así que la instalación de reactor de investigación puede ser explotada de manera segura en el emplazamiento propuesto. En los reactores de investigación con un bajo nivel de peligro potencial y de conjuntos críticos y subcríticos, el grado de detalle que se ofrezca puede ser muy inferior al requerido en los reactores de investigación de mediana o gran potencia (véanse también los párrafos 1.6 a 1.9). Los resultados de la evaluación del emplazamiento se documentarán y presentarán con un nivel de detalle suficiente para que el órgano regulador pueda examinarlos de manera independiente.

5.2. Al evaluar la idoneidad de un determinado emplazamiento para un reactor de investigación, la entidad explotadora estudiará y valorará las características del emplazamiento que puedan incidir en determinados aspectos de la seguridad del reactor de investigación y en las correspondientes disposiciones de emergencia. La evaluación tiene por finalidad determinar de qué manera esas características del emplazamiento influirán en los criterios de diseño y los criterios de explotación de la instalación y demostrar la idoneidad de esas características desde el punto de vista de sus efectos en la seguridad y en la preparación y respuesta para casos de emergencia.

5.3. La evaluación del emplazamiento servirá para definir los confines de la zona del emplazamiento, lo que incluye zonas de exclusión y de monitorización que cumplan el principal objetivo de seguridad (véase el párrafo 5.1) y el lugar exacto del reactor y las instalaciones conexas (la zona de operaciones), que está bajo control de la dirección del reactor¹⁹, así como los derechos legales que la amparan dentro de la zona del emplazamiento. Se evaluará y justificará toda actividad no relacionada con la explotación del reactor de investigación que se realice dentro de esos confines.

¹⁹ La “dirección del reactor” comprende a los miembros de la entidad explotadora que tienen asignadas la responsabilidad y las facultades para dirigir la explotación de la instalación de reactor de investigación.

5.4. Al evaluar la idoneidad de un emplazamiento para un reactor de investigación se tendrán en cuenta los siguientes aspectos:

- a) los efectos de sucesos externos de origen natural o humano (por ejemplo, episodios sísmicos, incendios o inundaciones) que puedan producirse en la región del emplazamiento;
- b) las características del emplazamiento y sus alrededores que puedan influir en la transferencia al ser humano de sustancias radiactivas emitidas;
- c) la densidad y distribución de la población y demás características de las inmediaciones del emplazamiento que revistan interés desde el punto de vista de las disposiciones de emergencia, así como la necesidad de evaluar los riesgos para las personas y la población;
- d) otras instalaciones situadas en el mismo emplazamiento, como otros reactores de investigación, centrales de radioisótopos, instalaciones ligadas al ciclo del combustible, instalaciones de examen postirradiación o instalaciones no nucleares (por ejemplo, químicas);
- e) la capacidad del emplazamiento para albergar, si procede, un sumidero final de calor;
- f) los planes de emergencia en el emplazamiento y fuera de él destinados a atenuar las consecuencias para el público y el medio ambiente de una eventual emisión al medio ambiente de cantidades importantes de material radiactivo.

5.5. Si de la evaluación del emplazamiento y de la zona de operaciones en función de estos seis criterios, teniendo asimismo en cuenta su previsible evolución, se desprende que no es posible compensar las deficiencias del emplazamiento o la zona de operaciones por medio de elementos de diseño, medidas de protección del emplazamiento o procedimientos administrativos, se considerará que el emplazamiento es inadecuado. (Los elementos de diseño y las medidas de protección del emplazamiento son los medios preferidos para compensar las deficiencias.)

5.6. En el diseño del reactor se tendrán en cuenta los peligros derivados de sucesos externos (o de una combinación de sucesos). Se contemplarán aquellos casos en que los accidentes o incidentes operacionales previstos obedezcan a una combinación de sucesos externos y consiguientes sucesos internos y en que sea necesario tener en cuenta sucesos externos de larga duración (como inundaciones) o períodos prolongados de recuperación después de un suceso.

5.7. Se reunirán datos y registros acerca de la frecuencia y gravedad de fenómenos naturales importantes en la región donde se encuentre el posible

emplazamiento de la instalación y se postularán las peores combinaciones posibles de sucesos poco probables pero con graves consecuencias que puedan trascender las condiciones supuestas para los accidentes base de diseño, y se analizará detenidamente la fiabilidad, exactitud y exhaustividad de esa información (véanse los párrafos 2.14 a 2.21 de la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]).

5.8. Durante la evaluación del emplazamiento y antes de que se inicie la construcción del reactor de investigación, se comprobará que las disposiciones de emergencia fuera del emplazamiento, según proceda, estén implantadas para cuando empiece a funcionar el reactor (véanse la publicación GSR Part 7 [6] y los párrafos 2.26 a 2.29 de la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]).

5.9. Los sucesos externos que deberán tenerse en cuenta al evaluar el emplazamiento son los siguientes (véase la sección 3 de la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]):

- a) terremotos, volcanes y formación de fallas superficiales;
- b) sucesos meteorológicos, lo que incluye tanto valores extremos de los fenómenos meteorológicos como sucesos inusuales, por ejemplo rayos, tornados y ciclones tropicales;
- c) inundaciones, comprendidas las olas causadas por terremotos u otros fenómenos geológicos y las inundaciones u olas causadas por fallos en las estructuras de control de aguas;
- d) peligros geotécnicos, lo que incluye la inestabilidad de la pendiente, el derrumbe, descenso o elevación de la superficie del emplazamiento y la licuefacción del suelo;
- e) sucesos externos (presentes o futuros) provocados por el ser humano, en particular incidentes relacionados con la seguridad física, sucesos ligados al transporte (como accidentes aéreos) y accidentes que se produzcan en actividades aledañas, por ejemplo una explosión química.

5.10. Durante todo el tiempo de vida útil del reactor de investigación se monitorizarán las características de los peligros de origen natural o humano, así como las condiciones demográficas, meteorológicas e hidrológicas que puedan influir en el reactor, labor que dará comienzo a más tardar al inicio de las obras de construcción y que proseguirá hasta la clausura y el levantamiento del control reglamentario.

5.11. También se estudiarán y se reevaluarán periódicamente los cambios que experimenten ciertas características del emplazamiento que puedan incidir

en la seguridad de la instalación de reactor de investigación, como el clima, la población o el uso de instalaciones próximas.

5.12. Cuando el proyecto previsto consista en implantar un nuevo reactor de investigación en emplazamientos ya establecidos, como un centro de investigación o un campus universitario en un entorno urbano o suburbano, será preciso analizar detenidamente la capacidad del emplazamiento para albergar la instalación de reactor a fin de comprobar que se cumpla la reglamentación relativa al riesgo radiológico para el personal del emplazamiento y la población en general.

6. DISEÑO DE INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

CONSIDERACIONES GENERALES

6.1. El reactor de investigación estará diseñado de tal modo que se cumpla el objetivo fundamental de la seguridad (véanse los párrafos 2.2 y 2.3). Los requisitos generales de diseño expuestos en la presente sección se aplicarán al diseño de todos los tipos de reactor de investigación. Hay además una serie de requisitos específicos de diseño que se aplicarán, cuando proceda, al diseño de estructuras, sistemas y componentes de determinados tipos de reactor.

6.2. La aplicación de los requisitos de diseño es un proceso interactivo. Los requisitos se aplicarán en todas las fases del diseño, teniendo plenamente en cuenta los resultados del análisis de seguridad (véanse los párrafos 6.119 a 6.125).

6.3. Para lograr un diseño seguro es necesario que su autor trabaje en estrecho contacto con la entidad explotadora del reactor. El autor del diseño hará lo necesario para preparar, presentar y entregar ordenadamente los documentos de diseño a la entidad explotadora para que esta los utilice en la preparación del informe de análisis de la seguridad.

6.4. El diseño de la instalación de reactor abarcará no solo el propio reactor, sino también toda instalación conexas que pueda afectar a la seguridad; por ejemplo, dispositivos de experimentación. Además, en el diseño del reactor se tendrá en cuenta el modo en que el reactor vaya a influir en las instalaciones conexas en todas las etapas de la vida útil del reactor (por ejemplo, en lo

concerniente a condiciones de servicio, campos electromagnéticos y otras fuentes de interferencia).

6.5. En el diseño de la instalación de reactor de investigación se tendrán presentes las distintas modalidades de explotación (por ejemplo, explotación “a la demanda” en lugar de continua, explotación a diferentes niveles de potencia, explotación intermitente, explotación con distintas configuraciones del núcleo, cambios en la configuración general del reactor o ensamblaje y explotación con diferentes combustibles nucleares). En el diseño de los sistemas de seguridad se tendrá debidamente en cuenta la estabilidad del reactor en distintas modalidades de explotación.

REQUISITOS TÉCNICOS PRINCIPALES

Requisito 7. Funciones principales de seguridad

El diseño de una instalación de reactor de investigación garantizará que en todos los estados de la instalación se cumplan las siguientes funciones principales de seguridad del reactor: i) control de la reactividad; ii) extracción del calor del reactor y del almacén de combustible; y iii) confinamiento del material radiactivo, blindaje contra la radiación y control de las emisiones radiactivas previstas, así como limitación de las emisiones radiactivas accidentales.

6.6. Procediendo de modo sistemático, se determinarán los elementos importantes para la seguridad que sean necesarios para cumplir las funciones principales de seguridad y se definirán las condiciones y las características inherentes que contribuyan al cumplimiento de esas funciones en todos los estados de la instalación o que influyan en dicho cumplimiento.

6.7. Se instituirán medios que permitan monitorizar el estado de la instalación de reactor para asegurar que en todos los estados de la instalación se cumplan las funciones principales de seguridad.

Requisito 8. Protección radiológica

Toda instalación de reactor de investigación estará diseñada de tal modo que las dosis de radiación absorbidas por los trabajadores y demás personal de la instalación, así como el público, no superen los límites de dosis establecidos, se mantengan en niveles tan bajos como sea razonablemente posible en

condiciones de funcionamiento durante toda la vida útil de la instalación y, en condiciones de accidente y después de ellas, permanezcan por debajo de los límites admisibles y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible.

6.8. El diseño garantizará que queden prácticamente eliminados²⁰ los estados de la instalación que puedan dar lugar a dosis de radiación elevadas o a emisiones radiactivas de gran magnitud, y que los estados de la instalación cuya probabilidad de ocurrir sea significativa no tengan posibles consecuencias radiológicas, o estas solo sean de escasa importancia.²¹

Requisito 9. Diseño

Toda instalación de reactor de investigación estará diseñada de tal modo que la instalación de reactor y los elementos importantes para su seguridad reúnan las características apropiadas para garantizar que se puedan ejecutar las funciones de seguridad con la fiabilidad necesaria, que el reactor pueda ser explotado en condiciones seguras dentro de los límites y condiciones operacionales durante toda su vida útil, que después sea posible clausurarlo en condiciones seguras y que los efectos en el medio ambiente queden reducidos al mínimo.

6.9. Un reactor de investigación estará diseñado de modo que se cumplan todos los requisitos de la entidad explotadora, los requisitos del órgano regulador y las disposiciones legislativas pertinentes, así como los códigos y normas nacionales e internacionales aplicables. En el diseño se tendrán en cuenta las aptitudes y limitaciones humanas y los factores que puedan influir en el comportamiento humano. Se proporcionará suficiente información sobre el diseño para garantizar que sea posible explotar, utilizar, mantener y clausurar la instalación de reactor en condiciones de seguridad y para que ulteriormente se le puedan introducir modificaciones o se puedan implantar nuevos experimentos.

6.10. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta la experiencia pertinente que se haya adquirido en el diseño, la construcción y la explotación de otros reactores

²⁰ Se considera que la posibilidad de que se den ciertas condiciones queda prácticamente eliminada (esto es, eliminada del universo de posibilidades que hay que seguir contemplando) cuando sea físicamente imposible, o se pueda considerar sumamente improbable con un alto grado de fiabilidad que concurran tales condiciones.

²¹ En la publicación GSR Part 3 [7] se establecen requisitos en materia de protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación para instalaciones y actividades.

de investigación y los resultados de programas de investigación y desarrollo en la materia.

6.11. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta los resultados de los análisis deterministas de seguridad, complementados cuando proceda con análisis probabilistas de seguridad, con el fin de garantizar que se preste la debida atención a la prevención de accidentes y a la mitigación de las consecuencias de todo accidente que llegue a producirse.

6.12. El diseño garantizará que la generación de desechos radiactivos y las descargas se mantengan en los niveles más bajos posibles, desde el doble punto de vista de la actividad y del volumen, y que esos desechos y descargas sean clasificados.

Requisito 10. Aplicación del concepto de defensa en profundidad

En el diseño de un reactor de investigación se aplicará el concepto de defensa en profundidad. Los niveles de defensa en profundidad serán independientes en la mayor medida posible.

6.13. Se aplicará el concepto de defensa en profundidad (véanse los párrafos 2.10 a 2.14) con el fin de instaurar varios niveles de defensa que sirvan para prevenir las consecuencias de los accidentes que puedan tener efectos nocivos para las personas o el medio ambiente y para garantizar que, en caso de que la prevención falle, se adopten medidas apropiadas para proteger a las personas y el medio ambiente y mitigar las consecuencias.

6.14. En el diseño:

- a) se establecerán barreras físicas sucesivas y verificables contra la emisión de material radiactivo procedente del reactor;
- b) se aplicarán márgenes prudentes y se preverá una fabricación y construcción de gran calidad para que se reduzcan al mínimo posible los fallos o desviaciones del funcionamiento normal y se eviten accidentes en la medida de lo posible;
- c) se adoptarán disposiciones para controlar el comportamiento del reactor por medio de elementos inherentes y técnicos, de tal modo que se reduzcan al mínimo, o queden excluidos en la medida de lo posible, los fallos o desviaciones del funcionamiento normal que exijan la activación de los sistemas de seguridad;

- d) se establecerán disposiciones para la activación automática de los sistemas de seguridad, de manera que se puedan controlar con un alto nivel de fiabilidad los fallos o desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de control y se reduzca al mínimo posible la necesidad de intervención del operador en las primeras etapas de esos fallos o desviaciones;
- e) se implantarán estructuras, sistemas y componentes, así como procedimientos, para controlar la progresión de los fallos o desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de seguridad y para limitar sus consecuencias en la medida de lo posible; y
- f) se instituirán medios eficaces para asegurar el cumplimiento de cada una de las funciones principales de seguridad, garantizando con ello la eficacia de las barreras y mitigando las consecuencias de todo fallo o desviación del funcionamiento normal.

6.15. A fin de mantener el concepto de defensa en profundidad, el diseño se realizará de tal modo que se evite, en la medida de lo posible:

- a) todo aquello que pueda amenazar la integridad de las barreras físicas;
- b) el fallo de una o más barreras;
- c) el fallo de una barrera a consecuencia del fallo de otra barrera;
- d) la posibilidad de que un error de explotación o de mantenimiento tenga consecuencias perjudiciales.

6.16. El diseño garantizará, en la medida de lo posible, que el primer nivel de defensa en profundidad, o a lo sumo el segundo, pueda evitar que todo fallo o desviación del funcionamiento normal que tenga cierta probabilidad de producirse durante la vida operacional del reactor de investigación degeneren en condiciones de accidente.

6.17. En la medida de lo posible los niveles de defensa en profundidad serán independientes a fin de evitar que el fallo de un nivel reste eficacia a los demás niveles. En particular, los elementos de seguridad de las condiciones adicionales de diseño (especialmente los elementos destinados a mitigar las consecuencias de accidentes en los que haya fusión del combustible) serán, en la medida de lo posible, independientes de los sistemas de seguridad.

Requisito 11. Interrelación de la seguridad tecnológica con la seguridad física y con el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares

Las medidas de seguridad tecnológica, las medidas de seguridad física nuclear y las disposiciones tocantes al sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares en relación con un reactor de investigación se diseñarán y aplicarán de forma integrada para que no se comprometan mutuamente.

Requisito 12. Aplicación del enfoque graduado

El uso del enfoque graduado en la aplicación de los requisitos de seguridad será proporcional al peligro potencial de la instalación y reposará en el análisis de seguridad y los requisitos reglamentarios.

6.18. El uso de un enfoque graduado para aplicar los requisitos de seguridad no podrá ser considerado un medio para eximirse del cumplimiento de esos requisitos ni poner en peligro la seguridad. Será preciso justificar la gradación de la aplicación de los requisitos y avalarla con el análisis de seguridad o un dictamen de ingeniería.

Requisito 13. Prácticas tecnológicas probadas

Los elementos importantes para la seguridad de un reactor de investigación estarán diseñados con arreglo a los códigos y normas nacionales e internacionales aplicables.

6.19. Los elementos importantes para la seguridad se ajustarán preferiblemente a un diseño que haya sido probado con anterioridad en aplicaciones análogas o, en su defecto, serán elementos de gran calidad dotados de una tecnología que haya sido cualificada y sometida a ensayo.

6.20. Será preciso especificar y evaluar los códigos y normas nacionales e internacionales que se utilicen como reglas de diseño de los elementos importantes para la seguridad con objeto de determinar su aplicabilidad, idoneidad y suficiencia y, de ser necesario, complementar o modificar esos códigos y normas para que la calidad del diseño esté en consonancia con la correspondiente función de seguridad.

6.21. Será preciso especificar los códigos y normas aplicables a las estructuras, sistemas y componentes, que se utilizarán en consonancia con la clasificación

de las estructuras, sistemas y componentes (véanse los párrafos 6.29 y 6.32). En particular, cuando se empleen diferentes códigos y normas para distintos tipos de elementos (por ejemplo, para las tuberías y los sistemas eléctricos), habrá que demostrar que existe coherencia entre esos códigos y normas.

6.22. En las estructuras, sistemas y componentes para los que no haya códigos o normas convenientes ya establecidos, se podrá aplicar un método inferido a partir de códigos o normas existentes para equipos análogos y sujetos a requisitos ambientales y operacionales parecidos. A falta de tales códigos y normas, podrán aplicarse los resultados de la experiencia, de ensayos, de análisis o una combinación de todo ello. El recurso a este método basado en los resultados deberá ser justificado.

6.23. Cuando se introduzca un diseño o elemento no probado o cuando se diverja de una práctica tecnológica establecida se instaurará, como parte del sistema de gestión, un proceso que sirva para demostrar la seguridad mediante programas auxiliares de investigación apropiados, ensayos de comportamiento con criterios de aceptación específicos o el estudio de la experiencia operacional adquirida con otras aplicaciones pertinentes. El nuevo diseño, elemento o procedimiento será debidamente sometido a ensayo en la medida de lo posible antes de su puesta en servicio y será monitorizado mientras esté en servicio para comprobar que el comportamiento de la instalación de reactor se ajusta a lo previsto.

6.24. Se establecerán criterios de aceptación para los estados operacionales y las condiciones de accidente. En particular, con objeto de establecer los criterios de aceptación se indicarán los accidentes base de diseño que se hayan tenido en cuenta en el diseño del reactor de investigación y las condiciones adicionales de diseño que se hayan seleccionado. Para el diseño de las estructuras, sistemas y componentes se podrán aplicar criterios de aceptación en forma de reglas tecnológicas de diseño. Estas reglas pueden incluir requisitos contenidos en los códigos y normas en la materia que rijan en el Estado o a nivel internacional. Los criterios de aceptación serán examinados por el órgano regulador.

Requisito 14. Disposiciones relativas a la construcción

Los elementos importantes para la seguridad de una instalación de reactor de investigación estarán diseñados de tal modo que sea posible fabricarlos, construirlos, ensamblarlos, instalarlos y montarlos conforme a procesos establecidos que garanticen el cumplimiento de las especificaciones de diseño y el nivel de seguridad requerido.

6.25. En las disposiciones relativas a la construcción se tendrá debidamente en cuenta la experiencia adquirida en la construcción de instalaciones similares y de las estructuras, sistemas y componentes conexos. Cuando se adopten buenas prácticas de otras industrias conexas se demostrará que esas prácticas son apropiadas para la aplicación nuclear concreta.

6.26. La construcción solo dará comienzo una vez que la entidad explotadora se haya cerciorado de que en el diseño han quedado resueltas las principales cuestiones de seguridad y una vez que el órgano regulador lo haya autorizado (por ejemplo, otorgando un permiso de construcción o autorizando una modificación). En la entidad explotadora recae la responsabilidad de velar por que la construcción se ajuste al diseño.

Requisito 15. Elementos para facilitar la gestión de los desechos radiactivos y la clausura

En la fase de diseño de una instalación de reactor de investigación se prestará especial atención a la incorporación de elementos que faciliten la gestión de los desechos radiactivos y la futura clausura de la instalación.

6.27. En particular, en el diseño se tendrá debidamente en cuenta:

- a) la elección de los materiales con el objetivo de reducir al mínimo, en la medida de lo posible, las cantidades de desechos radiactivos y de facilitar la descontaminación;
- b) los medios de acceso y de manipulación que puedan ser necesarios;
- c) las instalaciones necesarias para el procesamiento (esto es, tratamiento previo, tratamiento y acondicionamiento) y almacenamiento de los desechos radiactivos generados con la explotación, junto con disposiciones para la gestión de los desechos radiactivos que se vayan a generar con la clausura de la instalación de reactor de investigación.

6.28. También se tendrá en cuenta este requisito al concebir cualquier modificación o todo nuevo uso o experimento.

REQUISITOS GENERALES DE DISEÑO

Requisito 16. Clasificación desde el punto de vista de la seguridad de las estructuras, sistemas y componentes

Será preciso indicar todos los elementos importantes para la seguridad y clasificarlos atendiendo a su función de seguridad y su importancia para esta.

6.29. El método para clasificar la relevancia desde el punto de vista de la seguridad de los elementos importantes para la seguridad²² reposará básicamente en métodos deterministas, complementados cuando proceda con métodos probabilistas (si se dispone de ellos), teniendo debidamente en cuenta factores como:

- a) la función o las funciones de seguridad que el elemento vaya a cumplir;
- b) las consecuencias del fallo de una función de seguridad;
- c) la frecuencia con que vaya a ser necesario que el elemento en cuestión cumpla una función de seguridad; y
- d) el momento tras un suceso iniciador postulado en el cual, o el período durante el cual, vaya a ser preciso que el elemento en cuestión cumpla una función de seguridad.

6.30. El diseño garantizará que no pueda producirse interferencia alguna entre elementos importantes para la seguridad y, en particular, que el fallo de uno de estos elementos en un sistema de una categoría de seguridad inferior nunca pueda propagarse a otro sistema de una categoría de seguridad superior.

6.31. Cuando un equipo cumpla múltiples funciones será clasificado en la categoría de seguridad correspondiente a las funciones que tengan mayor relevancia para la seguridad.

6.32. Tras especificar las estructuras, sistemas y componentes, incluidos los programas informáticos que sean importantes para la seguridad, se procederá a

²² La clasificación de la seguridad, demostrativa de la importancia que revisten las estructuras, sistemas y componentes para la seguridad nuclear, sirve para establecer una gradación en la aplicación de los requisitos de diseño. Hay otros posibles criterios para clasificar o categorizar los sistemas, estructuras y componentes (por ejemplo la cualificación sísmica o ambiental o la definición de categorías de estructuras, sistemas y componentes en función de su calidad).

clasificarlos según su función y relevancia para la seguridad. Se indicarán los criterios utilizados para clasificar desde el punto de vista de la seguridad las estructuras, sistemas y componentes, y los requisitos de diseño se aplicarán con arreglo a esa clasificación.

Requisito 17. Base de diseño de los elementos importantes para la seguridad

En la base de diseño de los elementos importantes para la seguridad de una instalación de reactor de investigación se especificarán los niveles de capacidad, fiabilidad y funcionalidad en los estados operacionales pertinentes, así como en condiciones de accidente y en las condiciones resultantes de peligros internos y externos, que sean necesarios para cumplir los criterios de aceptación específicos durante toda la vida útil del reactor.

6.33. Sistemáticamente se justificará y documentará la base de diseño de cada elemento importante para la seguridad. En la documentación se proporcionará la información que la entidad explotadora necesite para explotar el reactor en condiciones de seguridad.

6.34. En el proceso de diseño se tendrán en cuenta los problemas que cabría prever que afecten al reactor durante su vida operacional, problemas que comprenden la totalidad de condiciones y sucesos previsibles relacionados con las etapas de la vida operacional del reactor y con los estados operacionales y las condiciones de accidente, las características del emplazamiento y las modalidades de explotación.

Requisito 18. Sucesos iniciadores postulados

Al diseñar el reactor de investigación se procederá de modo sistemático para determinar un conjunto de sucesos iniciadores postulados tan exhaustivo que permita tener previstos y tomar en consideración en el diseño todos los sucesos previsibles que puedan tener consecuencias graves y todos los sucesos previsibles que se produzcan con una frecuencia significativa.

6.35. Los sucesos iniciadores postulados serán seleccionados con arreglo a los fines del análisis (véase el apéndice I). Se demostrará que el conjunto seleccionado de sucesos iniciadores postulados abarca todos los accidentes verosímiles que puedan afectar a la seguridad del reactor de investigación.

6.36. La selección de los sucesos iniciadores postulados estará basada en el dictamen de ingeniería, en información relativa a otras experiencias operacionales

y en análisis deterministas, complementados con métodos probabilistas cuando los haya y resulte apropiado.

6.37. En el conjunto de sucesos iniciadores postulados se incluirán todos los fallos que previsiblemente puedan producirse en las estructuras, sistemas y componentes de las instalaciones y experimentos del reactor, así como los errores de operación y los posibles fallos derivados de peligros internos y externos, en todos los estados operacionales y también en régimen de parada.

6.38. Se realizará un análisis de los sucesos iniciadores postulados con objeto de establecer las medidas preventivas y protectoras necesarias para que se cumplan las funciones de seguridad requeridas.

6.39. El comportamiento previsto del reactor ante cualquier suceso iniciador postulado será aquel que permita cumplir las siguientes condiciones, por orden de prioridad:

- 1) que el suceso iniciador postulado no tenga ningún efecto de importancia en la seguridad e induzca únicamente, en virtud de los elementos de seguridad inherentes del reactor, un cambio hacia condiciones más seguras y estables;
- 2) que, tras el suceso iniciador postulado, el reactor sea devuelto a condiciones seguras por la acción de los elementos de seguridad pasiva o de sistemas que funcionen continuamente en el estado necesario para controlar el suceso iniciador postulado;
- 3) que, tras el suceso iniciador postulado, el reactor sea devuelto a condiciones seguras por la acción de elementos activos importantes para la seguridad que deberán ponerse en funcionamiento en respuesta al suceso iniciador postulado;
- 4) que, tras el suceso iniciador postulado, el reactor sea devuelto a condiciones seguras por la aplicación de los procedimientos especificados.

6.40. Los sucesos iniciadores postulados que se utilicen para definir los requisitos de comportamiento de los elementos importantes para la seguridad como parte de la evaluación general de la seguridad y del análisis detallado de la instalación de reactor serán agrupados en secuencias de sucesos representativas que determinen situaciones con las peores consecuencias (casos límite) y constituyan la base para diseñar los elementos importantes para la seguridad y fijar sus límites operacionales.

6.41. Para excluir del diseño todo suceso iniciador que se haya señalado como parte del conjunto exhaustivo de sucesos iniciadores postulados se presentará una justificación fundamentada en criterios técnicos.

6.42. Cuando vaya a ser necesaria una actuación pronta y fiable para responder a un suceso iniciador postulado, se introducirán en el diseño disposiciones para que las acciones de los sistemas de seguridad se activen automáticamente a fin de evitar que la situación del reactor se agrave.

6.43. Cuando no vaya a ser necesaria una actuación rápida como respuesta a un suceso iniciador postulado, resultará admisible confiar en la activación manual de los sistemas u otras acciones del operador. En tales casos el intervalo entre la detección del accidente o suceso iniciador postulado y la intervención necesaria deberá ser suficientemente largo; además, se especificarán los procedimientos adecuados (administrativos, operacionales y de emergencia, por ejemplo) para asegurar la ejecución de esas acciones. Se evaluará la posibilidad de que un operador agrave una secuencia de sucesos utilizando erróneamente el equipo o diagnosticando incorrectamente el proceso de recuperación necesario.

6.44. Con objeto de facilitar las actuaciones del operador que se requieran para diagnosticar el estado del reactor tras un suceso iniciador postulado y para poner oportunamente el reactor en régimen de parada estable a largo plazo, en el diseño se incluirán los instrumentos adecuados para monitorizar la situación del reactor y los medios necesarios para hacer funcionar manualmente el equipo.

Requisito 19. Peligros internos y externos

Será preciso determinar todos los peligros internos y externos previsibles que amenacen a un reactor de investigación, incluida la posibilidad de que sucesos inducidos directa o indirectamente por el ser humano afecten a la seguridad del reactor, tras lo cual se evaluarán sus efectos, y se tendrán en cuenta tanto los sucesos aislados como las combinaciones verosímiles de varios de ellos. Estos peligros se tomarán en consideración al diseñar la distribución en planta de la instalación y al determinar los sucesos iniciadores postulados y las cargas generadas que se utilizarán en el diseño de los elementos importantes para la seguridad de la instalación de reactor.

6.45. Teniendo debidamente en cuenta otras consecuencias para la seguridad, los elementos importantes para la seguridad estarán diseñados y ubicados de forma que puedan resistir los efectos de los peligros o estén protegidos, en consonancia con su importancia para la seguridad, contra los peligros y contra los mecanismos

de fallo de causa común que generen esos peligros. Ello también se aplica al equipo no permanente.

Peligros internos

6.46. Se realizará un análisis de los sucesos iniciadores postulados para determinar todos los sucesos internos que puedan afectar a la seguridad de la instalación de reactor de investigación, sucesos que pueden comprender los fallos del equipo o su funcionamiento defectuoso.

6.47. En el diseño de la instalación de reactor de investigación se tendrá en cuenta la posibilidad de que advengan peligros internos como incendios y explosiones, inundaciones, generación de proyectiles, latigues de tuberías, impacto de chorros o escape de líquidos de sistemas averiados o de otras instalaciones del emplazamiento y se introducirán las medidas de prevención y mitigación apropiadas para que la seguridad nuclear no se vea amenazada. Algunos sucesos externos pueden provocar incendios o inundaciones internos o hacer que se generen proyectiles. En el diseño también se tendrán en cuenta, cuando corresponda, estas combinaciones de sucesos externos e internos.

Incendios y explosiones

6.48. En la medida en que sea compatible con los demás requisitos de seguridad, las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad estarán diseñados y ubicados de manera que se reduzcan al mínimo posible los efectos de todo incendio o explosión. Se llevarán a cabo sendos análisis del peligro de incendio y del peligro de explosión en la instalación de reactor de investigación con el fin de determinar las categorías a las que deban pertenecer las barreras contra incendios y los medios de protección pasiva y de separación física contra incendios y explosiones. El diseño contendrá disposiciones para:

- a) prevenir incendios y explosiones;
- b) detectar y extinguir rápidamente los incendios que lleguen a producirse, limitando así los daños que provoquen;
- c) prevenir la propagación de los incendios que no se hayan podido extinguir y de los incendios provocados por explosiones con el fin de reducir al mínimo posible sus consecuencias para la seguridad de la instalación; los incendios y explosiones de carácter interno no podrán constituir amenaza alguna para los trenes redundantes de los sistemas de seguridad.

6.49. Los sistemas de lucha contra incendios se activarán automáticamente cuando sea necesario. Estos sistemas estarán diseñados y ubicados de tal modo que su utilización o ruptura, o su activación en falso o fortuita, no incrementen el riesgo de criticidad²³, no resulten dañinas para el personal, no mermen sensiblemente la capacidad de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad y no afecten simultáneamente a grupos de seguridad redundantes, dejando con ello sin efecto las medidas adoptadas para cumplir con el criterio del fallo único (véanse los párrafos 6.76 a 6.79).

6.50. Siempre que sea posible se utilizarán materiales no combustibles o ignífugos y resistentes al calor en toda la instalación de reactor de investigación (incluidos los espacios para ensayos y experimentos), especialmente en lugares como el edificio del reactor y la sala de control. Se limitarán al mínimo indispensable las cantidades de gases y líquidos inflamables y de materiales combustibles que puedan producir o contribuir a producir mezclas explosivas, que serán almacenados en instalaciones adecuadas para mantener aisladas entre sí las sustancias reactivas.

6.51. Ni incendios ni explosiones serán impedimento para que se cumplan las funciones principales de seguridad ni para que se monitorice el estado de la instalación. El medio para lograrlo será la adecuada incorporación de estructuras, sistemas y componentes redundantes, sistemas diversos, separaciones físicas y un diseño que tenga en cuenta el principio de fallo sin riesgo.

Sucesos externos

6.52. Se determinará la base de diseño para los sucesos externos de origen natural o humano. Entre los sucesos que se contemplen figurarán los que se hayan determinado en la evaluación del emplazamiento (véase la sección 5).

6.53. Se tendrán en cuenta sucesos externos naturales como los meteorológicos, hidrológicos, geológicos y sísmicos, así como toda combinación verosímil de varios de ellos (véase el párrafo 6.69). Se contemplarán los sucesos externos provocados por el hombre que tengan su origen en industrias o vías de transporte próximas. A corto plazo, la seguridad de la instalación no podrá depender de la disponibilidad de servicios, como los de suministro de electricidad o extinción de

²³ Este aspecto reviste particular importancia en relación con los conjuntos críticos y subcríticos y las instalaciones de almacenamiento en seco de combustible, que se diseñarán de tal modo que permanezcan en estado subcrítico y en condiciones de seguridad tras las activación del sistema de protección contra incendios y durante las labores de extinción.

incendios, que provengan de fuera del emplazamiento. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta las condiciones específicas del emplazamiento para determinar el plazo máximo en que los servicios situados fuera del emplazamiento deberán estar disponibles.

6.54. Toda instalación de reactor de investigación situada en una zona de actividad sísmica contará con un sistema de detección sísmica que activa los sistemas de parada automática del reactor en cuanto se supera un valor umbral determinado.

6.55. Se incluirán elementos que sirven para reducir al mínimo posible toda interacción de los edificios que alberguen elementos importantes para la seguridad (incluidos el cableado eléctrico y el cableado de instrumentación y control) con cualquier otra estructura como consecuencia de los sucesos externos considerados en el diseño.

6.56. El diseño garantizará que todos los elementos importantes para la seguridad puedan resistir los efectos de los sucesos externos contemplados en él. De lo contrario se preverán otros elementos, como barreras pasivas, para proteger la instalación de reactor y asegurar que se cumplan las funciones principales de seguridad.

6.57. En el diseño se preverá un margen suficiente para que los elementos importantes para la seguridad estén protegidos contra peligros externos de mayor gravedad que los considerados en la base de diseño, derivados de la evaluación de los peligros del emplazamiento.

Requisito 20. Accidentes base de diseño

A partir de los sucesos iniciadores postulados se deducirá un conjunto de condiciones de accidente que se deberán tener en cuenta en el diseño de un reactor de investigación con objeto de definir las condiciones límite que el reactor deberá resistir sin que se rebasen los límites aceptables de protección radiológica.

6.58. A partir de los accidentes base de diseño se definirán las bases de diseño (incluidos los criterios de comportamiento) de los sistemas de seguridad y otros elementos importantes para la seguridad que se requieran para controlar las condiciones de accidente base de diseño con el objetivo de devolver el reactor a un estado seguro y de mitigar las consecuencias de cualquier accidente.

6.59. El diseño garantizará que en las condiciones de accidente base de diseño los parámetros fundamentales del reactor no rebasen los límites especificados en el propio diseño. Un objetivo primordial será gestionar todos los accidentes base de diseño de modo que estos no tengan consecuencias radiológicas ni dentro ni fuera del emplazamiento, o que estas consecuencias solo sean de escasa importancia, ni requieran medida alguna de respuesta a emergencias fuera del emplazamiento.

6.60. Cuando se precise una actuación pronta y fiable para responder a sucesos iniciadores postulados, el diseño preverá medios de activación automática de los sistemas de seguridad necesarios. En la medida de lo razonablemente posible, el diseño reducirá las exigencias impuestas al operador, en particular durante un accidente base de diseño y después de él.

6.61. Los accidentes base de diseño serán analizados de manera conservadora, lo que supone aplicar el criterio del fallo único (véase el requisito 25) a los sistemas de seguridad, definir criterios de diseño y utilizar en el análisis premisas, modelos y parámetros de entrada conservadores.

6.62. En el diseño de conjuntos subcríticos se incluirán disposiciones técnicas para impedir que se llegue a la criticidad (véase el párrafo 6.66).

Requisito 21. Límites de diseño

En relación con cada estado operacional y con las condiciones de accidente se especificará un conjunto de límites de diseño del reactor de investigación que sean compatibles con los principales parámetros físicos de cada uno de los elementos importantes para la seguridad del reactor.

6.63. En relación con cada uno de los estados operacionales del reactor y sus dispositivos de experimentación se especificarán límites de diseño que se ajusten a las normas y códigos nacionales e internacionales aplicables y a los requisitos reglamentarios pertinentes.

Requisito 22. Condiciones adicionales de diseño

Con el fin de mejorar el nivel de seguridad del reactor de investigación dotándolo de mayor capacidad para resistir, sin consecuencias radiológicas inaceptables, accidentes que sean más graves que los contemplados en la base de diseño o que entrañen fallos adicionales, se deducirá un conjunto de condiciones adicionales de diseño, partiendo para ello del dictamen de ingeniería y empleando un enfoque graduado, análisis deterministas y,

cuando proceda, análisis probabilistas complementarios. Las condiciones adicionales de diseño servirán para determinar los otros escenarios de accidente que se deban prever en el diseño y para establecer disposiciones viables destinadas a prevenir esos accidentes o mitigar sus consecuencias si llegaran a producirse.

6.64. Se llevará a cabo un análisis de las condiciones adicionales de diseño²⁴ con el fin de determinar si las eventuales consecuencias radiológicas rebasarían los límites que la autoridad competente considera aceptables. Las condiciones adicionales de diseño se tienen en cuenta con el principal objetivo técnico de ofrecer garantías de que el diseño de la instalación evitará que se den condiciones de accidente que sobrepasen las condiciones de accidente base de diseño consideradas, o, cuando ello ocurra, que mitigará sus consecuencias en la medida de lo razonablemente posible. Esto podría requerir elementos de seguridad adicionales relacionados con las condiciones adicionales de diseño, o la ampliación de la capacidad de los sistemas de seguridad para preservar las funciones principales de seguridad, especialmente la función de confinamiento²⁵. Estos elementos de seguridad suplementarios para las condiciones adicionales de diseño, o esta ampliación de la capacidad de los sistemas de seguridad, serán de tal índole que garanticen la capacidad de gestionar condiciones de accidente en que exista una cantidad considerable de material radiactivo confinado en la instalación (incluido el material radiactivo resultante de la degradación del núcleo del reactor).

²⁴ Para efectuar el análisis de las condiciones adicionales de diseño se puede utilizar un método de la mejor estimación (o métodos más rigurosos, según los requisitos de los Estados).

²⁵ “Confinamiento” se define como la prevención o el control de las emisiones de material radiactivo al medio ambiente durante la explotación o en el caso de accidentes [8]. El confinamiento es una función básica de seguridad que es obligatorio cumplir en las modalidades normales de funcionamiento, así como en los incidentes operacionales previstos, en los accidentes base de diseño y, en la medida de lo posible, en las condiciones adicionales de diseño que se hayan seleccionado. Para satisfacer la función de confinamiento se suelen colocar varias barreras en torno a las partes principales de un reactor nuclear que contienen material radiactivo. En el caso de un reactor de investigación, el edificio del reactor puede constituir la barrera última para garantizar el confinamiento. Cuando sea técnicamente viable, cabe contemplar el uso de otras estructuras (por ejemplo, el bloque del reactor en un reactor de investigación completamente cerrado) para que cumplan funciones de confinamiento. En la mayoría de los diseños de reactores nucleares de grandes dimensiones, la barrera última que cumple funciones de confinamiento es la sólida estructura que alberga el reactor. Esta estructura, denominada “estructura de contención” o sencillamente “contención”, también protege el reactor de sucesos externos y sirve de blindaje contra las radiaciones en condiciones de funcionamiento y de accidente.

6.65. Las condiciones adicionales de diseño servirán para definir las especificaciones de diseño de los elementos de seguridad y para diseñar todos los demás elementos importantes para la seguridad que se necesiten para impedir que concurren esas condiciones o, llegado tal caso, para controlarlas y mitigar sus consecuencias. En el caso de reactores de investigación ya existentes, se efectuará una nueva evaluación complementaria de la seguridad para determinar si hay necesidad de implantar medidas de mitigación o introducir modificaciones en la instalación.

6.66. La probabilidad de que se llegue a la criticidad en los conjuntos subcríticos será lo suficientemente remota como para que sea considerada una condición adicional de diseño. Para garantizar el estado de subcriticidad se incluirán en el diseño disposiciones de seguridad como el uso exclusivo de uranio natural o de cantidades limitadas de material fisible o una proporción fija combustible/moderador. Cuando no sea posible implantar tales disposiciones se determinarán y aplicarán medidas para mitigar las consecuencias atendiendo al análisis de seguridad.

6.67. En el análisis que se efectúe se indicarán los elementos de seguridad que se hayan concebido para ser utilizados en los sucesos previstos en las condiciones adicionales de diseño o que sean capaces de evitar o mitigar esos sucesos. Esos elementos:

- a) serán independientes, en la medida de lo posible, de los utilizados en accidentes más frecuentes;
- b) podrán funcionar, en la medida de lo posible y cuando proceda, en las condiciones ambientales que traigan aparejadas las condiciones adicionales de diseño;
- c) tendrán un nivel de fiabilidad proporcional a la función que deban cumplir.

6.68. El diseño se realizará de tal modo que quede prácticamente eliminada la posibilidad de que se den condiciones que puedan dar lugar a una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva de gran magnitud²⁶. También se realizará de manera que, para las condiciones adicionales de diseño, las medidas

²⁶ Una “emisión radiactiva temprana” es una emisión para la cual son necesarias medidas protectoras fuera del emplazamiento que, sin embargo, tienen pocas probabilidades de resultar completamente eficaces en el momento debido. Una “emisión radiactiva de gran magnitud” es una emisión de tal envergadura que la adopción de medidas protectoras fuera del emplazamiento de alcance limitado, en el tiempo y en sus esferas de aplicación, no basta para proteger a las personas y el medio ambiente.

protectoras de alcance limitado en el tiempo y en sus áreas de aplicación basten para proteger a la población, y de modo que haya tiempo suficiente para adoptar esas medidas.

Combinaciones de sucesos y fallos

6.69. Cuando los resultados del dictamen de ingeniería y de los análisis de seguridad deterministas, complementados cuando proceda con análisis de seguridad probabilistas, indiquen que ciertas combinaciones de sucesos iniciadores postulados podrían dar lugar a condiciones de accidente, tales combinaciones de sucesos serán consideradas accidentes base de diseño o serán tenidas en cuenta como parte de las condiciones adicionales de diseño, lo que dependerá fundamentalmente de la probabilidad de que ocurran. Algunos sucesos podrían ser consecuencia de otros, como una inundación a raíz de un terremoto. Se considerará que esos efectos indirectos forman parte del suceso iniciador postulado original.

Requisito 23. Dispositivos de seguridad

Todo reactor de investigación contará con dispositivos de seguridad destinados a prevenir incidentes operacionales previstos y accidentes base de diseño y a mitigar sus consecuencias si llegaran a producirse.

6.70. Como ejemplos de dispositivos de seguridad de un reactor de investigación cabe mencionar los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo o los medios de confinamiento (en particular, los sistemas de ventilación de emergencia). En los párrafos 6.128 a 6.137 y 6.164 a 6.166 se establecen los requisitos específicos que se aplican a estos sistemas y sus elementos suplementarios. También se diseñará con arreglo a estos requisitos cualquier otro dispositivo de seguridad, como puede ser un segundo sistema de parada o una estructura de contención.

6.71. La necesidad de dispositivos de seguridad y la capacidad que estos deban tener se determinarán a partir del análisis de seguridad. Se especificarán los accidentes a los que deben poder responder estos sistemas y se presentarán análisis que demuestren que los sistemas cumplen los requisitos. Se preverán todos aquellos sistemas y subsistemas que sean indispensables para el buen funcionamiento de los dispositivos de seguridad.

6.72. Se expondrán en detalle las diversas modalidades de funcionamiento de cada dispositivo de seguridad y se indicará también en qué medida el dispositivo

estará automatizado y en qué condiciones estará justificado el paso al control manual. En el diseño de los dispositivos de seguridad se tendrá en cuenta lo siguiente:

- a) fiabilidad de los componentes (incluida la fiabilidad de los sistemas de apoyo y auxiliares necesarios para hacer funcionar los dispositivos de seguridad; véase el requisito 60), independencia, redundancia, características de fallo sin riesgo, diversidad y separación física de los sistemas redundantes, preeminencia de sistemas pasivos frente a sistemas activos y separación funcional entre los sistemas de seguridad redundantes;
- b) utilización de materiales que resistan las condiciones de accidente postuladas (por ejemplo, en relación con los niveles de radiación o con la descomposición radiolítica);
- c) disposiciones relativas al mantenimiento, los ensayos periódicos y las inspecciones (incluso en condiciones simuladas de accidente base de diseño, cuando sea posible) para comprobar que los dispositivos de seguridad siguen funcionando o están en condiciones de cumplir sus funciones con fiabilidad y eficacia en cuanto sea preciso.

Requisito 24. Fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad

Los elementos importantes para la seguridad de una instalación de reactor de investigación ofrecerán un nivel de fiabilidad proporcional a su relevancia desde el punto de vista de la seguridad.

6.73. El diseño de los elementos importantes para la seguridad garantizará que sea posible cualificar, adquirir, instalar, poner en servicio, hacer funcionar y mantener el equipo de tal modo que pueda resistir, con fiabilidad y eficacia suficientes, todas las condiciones especificadas en la base de diseño en relación con esos elementos.

6.74. Al seleccionar el equipo se tendrán en cuenta su posible activación en falso y eventuales modos de fallo poco seguros. En el proceso de selección se dará preferencia al equipo que presente un modo de fallo predecible y conocido y cuyo diseño facilite reparaciones o sustituciones.

6.75. En relación con los elementos importantes para la seguridad, se fijarán límites máximos autorizados de no disponibilidad para la explotación del reactor de investigación, con el fin de garantizar el cumplimiento fiable de las funciones de seguridad. Será preciso documentar estos límites de no disponibilidad como parte de los límites y condiciones operacionales.

Requisito 25. Criterio del fallo único

A cada grupo de seguridad que se incorpore al diseño del reactor de investigación se le aplicará el criterio del fallo único.

6.76. Al aplicar el criterio del fallo único a un grupo o sistema de seguridad se considerará que toda acción en falso constituye un modo de fallo.

6.77. En el diseño se tendrá debidamente en cuenta el eventual fallo de un componente pasivo, a menos que en el análisis de fallo único se haya justificado, con un alto nivel de fiabilidad, que es muy improbable que se produzca un fallo de ese componente y que su función no se vería afectada por el suceso iniciador postulado.

6.78. No se considerarán redundantes los conjuntos múltiples de equipo cuyas partes no puedan ser sometidas a ensayo por separado.

6.79. El grado de redundancia que se adopte guardará proporción con la posibilidad de fallos no detectados que puedan reducir la fiabilidad. Se considerará que un posible fallo es indetectable cuando no exista ningún ensayo o método de inspección que permita descubrirlo. En relación con los fallos no detectados, se partirá del supuesto de que pueden producirse en cualquier momento, o bien se aplicarán otros métodos, como la monitorización de elementos de referencia, métodos de cálculo validados o el uso de márgenes de seguridad conservadores²⁷.

Requisito 26. Fallos de causa común

En el diseño del equipo de una instalación de reactor de investigación se tendrá debidamente en cuenta la posibilidad de que se produzcan fallos de causa común de elementos importantes para la seguridad a fin de determinar el modo en que deben aplicarse los conceptos de diversidad, redundancia, separación física e independencia funcional para lograr la fiabilidad necesaria.

6.80. Siempre que sea posible se adoptará el principio de la diversidad, previa consideración de sus posibles inconvenientes por el hecho de complicar el funcionamiento, mantenimiento y ensayo de los diversos equipos.

²⁷ 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.

Requisito 27. Separación física e independencia de los sistemas de seguridad

Por medios como la separación física, el aislamiento eléctrico, la independencia funcional y la independencia de comunicación (transferencia de datos), según convenga, se impedirá que haya interferencias entre los sistemas de seguridad o entre elementos redundantes de un mismo sistema de la instalación de reactor de investigación.

Requisito 28. Diseño basado en el principio de fallo sin riesgo

En el diseño de los sistemas y componentes importantes para la seguridad de un reactor de investigación se integrará según convenga el concepto de fallo sin riesgo.

6.81. Los sistemas y componentes importantes para la seguridad estarán diseñados de tal modo que se ajusten, cuando proceda, a un comportamiento de fallo sin riesgo, de manera que su fallo, o el fallo de un elemento auxiliar, no impidan que se cumpla la función de seguridad prevista.

Requisito 29. Cualificación de los elementos importantes para la seguridad

Se instituirá un programa de cualificación para la instalación de reactor de investigación destinado a comprobar que los elementos importantes para la seguridad pueden cumplir sus funciones previstas cuando sea necesario, y en las condiciones ambientales imperantes, a lo largo de toda su vida de diseño, teniendo debidamente en cuenta las condiciones del reactor durante las operaciones de mantenimiento y ensayo.

6.82. En el programa de cualificación se incluirán todas las condiciones ambientales y de servicio que razonablemente puedan preverse y que puedan surgir en uno u otro estado operacional.

6.83. Entre las condiciones ambientales contempladas en el programa de cualificación de los elementos importantes para la seguridad de un reactor de investigación figurarán las variaciones de las condiciones ambientales que se prevean para la instalación al determinar los incidentes operacionales previstos y los accidentes base de diseño.

6.84. En el programa de cualificación de los elementos importantes para la seguridad se tendrán en cuenta los efectos de envejecimiento causados por factores ambientales (como las condiciones de vibración, irradiación, humedad

o temperatura) durante la vida en servicio prevista de dichos elementos. Cuando los elementos importantes para la seguridad estén sometidos a sucesos externos naturales y deban cumplir una función de seguridad durante un suceso de ese tipo o después de él, el programa de cualificación reproducirá en la medida de lo posible las condiciones que tal suceso impondría a dichos elementos, ya sea mediante ensayo, mediante análisis o por una combinación de ambos.

Requisito 30. Diseño para la puesta en servicio

En el diseño de una instalación de reactor de investigación se tendrán en cuenta los elementos necesarios para facilitar el proceso de puesta en servicio de la instalación, comprendidas las instalaciones de experimentación. Estos elementos de diseño podrán incluir disposiciones para el funcionamiento con núcleos de transición de diferentes características.

6.85. En el diseño se tendrán en cuenta medidas para la instalación y retirada de equipo adicional que solo sea necesario para la puesta en servicio, como filtros, equipo de llenado y vaciado e instrumentación.

Requisito 31. Calibración, ensayo, mantenimiento, reparación, sustitución, inspección y monitorización de los elementos importantes para la seguridad

Los elementos importantes para la seguridad de una instalación de reactor de investigación estarán diseñados de tal modo que sea posible calibrarlos, someterlos a ensayo, efectuar su mantenimiento, repararlos o sustituirlos, inspeccionarlos y monitorizarlos según sea necesario para garantizar que cumplan sus funciones y mantener su integridad en todas las condiciones especificadas en su base de diseño.

6.86. Los elementos importantes para la seguridad estarán diseñados de tal modo que sea posible someterlos a los ensayos funcionales necesarios para garantizar que cumplan sus funciones de seguridad con la fiabilidad requerida y estarán dispuestos de manera que puedan ser debidamente sometidos a ensayo y mantenimiento cuando convenga, antes de la puesta en servicio y a intervalos regulares después de ella, con arreglo a la importancia que revistan para la seguridad.

6.87. Factores importantes que se tendrán en cuenta son la facilidad para realizar los ensayos e inspecciones, la medida en que esos ensayos e inspecciones sean representativos de las condiciones reales y la necesidad de mantener activa la

función de seguridad durante los ensayos. Cuando sea posible y conveniente, se instalarán circuitos de autocomprobación en los sistemas eléctricos y electrónicos.

6.88. Los elementos importantes para la seguridad estarán diseñados y dispuestos de tal modo que sea posible inspeccionarlos, someterlos a ensayo, efectuar su mantenimiento y sustituirlos como y cuando convenga. La distribución en planta del reactor facilitará las actividades de calibración, ensayo, mantenimiento, reparación o sustitución, inspección y monitorización y hará posible que estas se efectúen con arreglo a los códigos y normas nacionales e internacionales en la materia y sin que el personal de explotación se vea indebidamente expuesto a la radiación. Cuando no sea posible obtener el acceso adecuado a un componente para someterlo a ensayo, en el análisis de seguridad se tendrá en cuenta la posibilidad de que sufra fallos no detectados.

6.89. En el diseño del reactor se incluirán disposiciones destinadas a facilitar el mantenimiento y la sustitución de elementos importantes para la seguridad, así como las labores de inspección sistemática en servicio.

Requisito 32. Diseño con fines de preparación y respuesta para casos de emergencia

Con fines de preparación y respuesta para casos de emergencia, en el diseño de una instalación de reactor de investigación se preverá lo siguiente:

- a) un número suficiente de salidas de emergencia, señaladas de modo claro y duradero, con iluminación de emergencia fiable, ventilación y otros servicios imprescindibles para la utilización segura de esas salidas;**
- b) medios de comunicación eficaces en toda la instalación que se puedan utilizar tras cualquier suceso iniciador postulado y en condiciones de accidente.**

6.90. La instalación de reactor de investigación contará con un número suficiente de salidas de emergencia seguras, señaladas de modo claro y duradero y dotadas de iluminación de emergencia fiable, ventilación y otros servicios imprescindibles para que puedan ser utilizadas en condiciones de seguridad. Las salidas de emergencia cumplirán los requisitos nacionales aplicables en materia de delimitación de zonas de radiación, protección contra incendios, seguridad industrial y seguridad física nuclear (véase también la sección 9), habida cuenta, cuando proceda, de los requisitos internacionales pertinentes.

6.91. Se preverán sistemas de alarma y medios de comunicación adecuados para que en caso de emergencia todas las personas presentes en la instalación de reactor y en el emplazamiento puedan recibir avisos e instrucciones. Se garantizará que en todo momento estén disponibles los medios de comunicación fiables y diversos que exige la seguridad dentro de la instalación de reactor²⁸, teniendo debidamente en cuenta los sucesos iniciadores postulados que puedan hacer peligrar esa disponibilidad.

Requisito 33. Diseño para la clausura

En el diseño del reactor de investigación y sus instalaciones de experimentación se tendrá debidamente en cuenta la clausura de la instalación.

6.92. En el diseño del reactor de investigación y sus instalaciones de experimentación, y en toda modificación que se les introduzca, se tendrá en cuenta el objetivo de facilitar el proceso de clausura [11], para lo cual se prestará atención a lo siguiente:

- a) la selección de los materiales de manera que se reduzca al mínimo posible su activación en la clausura y la gestión de desechos radiactivos y que se facilite la descontaminación;
- b) la optimización de la distribución en planta de la instalación y de las vías de acceso para facilitar la retirada de los componentes de grandes dimensiones y la extracción y manipulación (a distancia, cuando sea necesario) de los componentes activados;
- c) la gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos (esto es, las labores de tratamiento previo, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de los desechos resultantes de la explotación y clausura del reactor).

6.93. Como información necesaria para la clausura se conservarán todos los detalles de los requisitos de diseño y de la información relativa al emplazamiento y su diseño final, construcción y modificación, como pueden ser la caracterización radiológica ‘de referencia’ o los planos conforme a obra relativos a la distribución en planta, los sistemas de tuberías o las entradas de cables de la instalación.

²⁸ Incluidos los medios de comunicación presentes en la sala de control complementaria, cuando la haya.

Requisito 34. Diseño con fines de protección radiológica

En toda instalación de reactor de investigación se implantarán medidas para garantizar que las dosis absorbidas por el personal de explotación, los usuarios del reactor (personas a cargo de los experimentos) y la población permanezcan por debajo de los límites de dosis establecidos y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible y que se tengan en cuenta las restricciones de dosis que correspondan.

6.94. Con arreglo al objetivo fundamental de la seguridad, que se cifra en proteger a las personas y el medio ambiente (véase el párrafo 2.1. de la publicación SF-1 [1]) en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente, en el diseño se dispondrá lo necesario, conforme al programa de protección radiológica, para asegurar el blindaje, la ventilación, la filtración y la existencia de sistemas de desintegración del material radiactivo (como depósitos de desactivación) y para contar con instrumentos de monitorización de radiaciones y de material radiactivo en suspensión en el aire dentro y fuera de la zona controlada.

6.95. En el diseño se utilizarán valores de dosis que ofrezcan un margen suficiente para garantizar que no se superen los límites autorizados. Los sistemas de blindaje, ventilación, filtración y desintegración del reactor y sus instalaciones conexas estarán diseñados de tal forma que se tengan en cuenta las incertidumbres ligadas a las prácticas de explotación y a todos los estados operacionales y accidentes base de diseño.

6.96. Los materiales estructurales, en particular los que se vayan a utilizar cerca del núcleo (como los soportes del núcleo, el reticulado o los tubos guía), serán elegidos cuidadosamente para que, además de cumplir sus demás funciones, limiten las dosis al personal durante las labores de explotación, mantenimiento, ensayo e inspección, así como en el proceso de clausura. Al establecer las disposiciones relativas a la protección radiológica de las personas, dentro y fuera del emplazamiento, se tendrán debidamente en cuenta los efectos de los radionucleidos generados por activación neutrónica en los sistemas de proceso del reactor (por ejemplo, ^{16}N , ^3H , ^{41}Ar , ^{24}Na y ^{60}Co).

6.97. En el diseño se incluirán las disposiciones necesarias para separar los materiales según sus características radiológicas, físicas y químicas, facilitar su manipulación y proteger a los trabajadores y demás personal de la instalación, así como al público, mediante controles de acceso. Para ello se establecerán, dentro de la instalación (en las áreas supervisadas y las áreas controladas, véase el requisito 24 de la publicación GSR Part 3 [7]), zonas clasificadas en función

del posible peligro que presenten. Estas zonas estarán claramente delimitadas y señaladas. Las superficies estarán diseñadas de modo conveniente para facilitar su descontaminación.

6.98. El diseño comprenderá el blindaje necesario no solo para el reactor sino también para los dispositivos de experimentación y las instalaciones conexas (como tubos de haces, guías de partículas o instalaciones de radiografía neutrónica o terapia por captura neutrónica en boro), y en él se preverá la instalación del blindaje necesario para la futura utilización del reactor y otras fuentes de radiación. Se prestará la debida atención a las evaluaciones de riesgos y a las disposiciones tocantes al blindaje en relación con el uso de tubos de haces y otros dispositivos de experimentación.

6.99. Se dispondrá lo necesario para controlar la emisión y prevenir la dispersión de contaminación y sustancias radiactivas en la instalación y se preverán sistemas de ventilación provistos de filtros adecuados que puedan funcionar en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.100. Con el fin de optimizar la protección y la seguridad, en el diseño y la distribución en planta del reactor y sus dispositivos e instalaciones de experimentación se introducirán las disposiciones adecuadas para limitar la exposición y la contaminación procedente de cualquier fuente. Como parte de tales disposiciones, se diseñarán las estructuras, sistemas y componentes del modo más adecuado para limitar la exposición durante las labores de mantenimiento, ensayo e inspección proporcionando blindaje contra la radiación directa o dispersa, y se instituirán medios para monitorizar y controlar el acceso al reactor y sus dispositivos e instalaciones de experimentación.

6.101. En el diseño se establecerán disposiciones para que los desechos radiactivos generados en la instalación de reactor de investigación puedan ser manipulados en condiciones de seguridad. Se preverán instalaciones adecuadas de descontaminación del personal y el equipo y procedimientos para manipular los desechos radiactivos resultantes de las actividades de descontaminación.

6.102. A fin de reducir la exposición de los trabajadores y demás personal de la instalación, todo equipo que sea objeto con frecuencia de mantenimiento o de operación manual estará situado en zonas con bajas tasas de dosis.

Requisito 35. Diseño para una actuación óptima del operador

Desde las primeras fases del diseño de una instalación de reactor de investigación, incluidas sus instalaciones de experimentación, y a lo largo de todo el proceso de diseño, se tendrán en cuenta sistemáticamente los factores humanos, sin olvidar la interfaz hombre-máquina.

6.103. En el diseño se tendrá en cuenta que, cuando sea necesario recurrir a controles y procedimientos administrativos, esos controles deberán ser factibles y los procedimientos conexos deberán ser aplicables.

6.104. En el diseño de la sala de control y los sistemas del reactor se prestará atención a los factores humanos y a la aplicación de principios de ergonomía.

6.105. La interfaz hombre-máquina estará diseñada de forma que los operadores obtengan de ella información exhaustiva pero fácil de manejar, compatible con los plazos de decisión y actuación necesarios. La información que el operador necesite para tomar una decisión de actuación estará presentada de manera sencilla e inequívoca y servirá para:

- a) evaluar el estado general de la instalación en cualquier situación;
- b) explotar la instalación de tal modo que los parámetros vinculados a los sistemas y el equipo de la instalación se mantengan dentro de los límites especificados (límites y condiciones operacionales);
- c) confirmar que las medidas de seguridad para la activación de los sistemas de seguridad se pongan en marcha automáticamente en caso necesario y que los correspondientes sistemas funcionen según lo previsto;
- d) determinar tanto la necesidad como el momento de poner en marcha manualmente las medidas de seguridad especificadas.

6.106. Por lo que respecta a la presentación de la información visualmente y en los instrumentos y alarmas, el diseño facilitará que las intervenciones del operador sean satisfactorias dentro de las limitaciones impuestas por el tiempo disponible, las condiciones previstas del entorno físico y la presión psicológica a la que eventualmente esté sometido el operador.

6.107. El diseño será de ayuda al personal de operaciones en el desempeño de sus funciones y a la vez limitará los efectos en la seguridad de todo error de operación. En el proceso de diseño se tendrá debidamente en cuenta que la distribución en planta de la instalación y el equipo, así como los procedimientos,

incluidos los de mantenimiento e inspección, faciliten la intervención del personal de operaciones en las estructuras, sistemas y componentes del reactor de investigación, sea cual fuere su estado.

Requisito 36. Disposiciones para la utilización y la modificación en condiciones de seguridad

El diseño de una instalación de reactor de investigación comprenderá disposiciones que permitan utilizar y modificar el reactor en condiciones de seguridad.

6.108. Los reactores de investigación, flexibles por naturaleza desde el punto de vista operacional, pueden encontrarse en varios estados diferentes. Por lo que respecta a la utilización y modificación del reactor de investigación, en el diseño se adoptarán las precauciones necesarias para que en todo momento se pueda conocer la configuración del reactor. Se prestará atención en particular al equipo de experimentación, puesto 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 acrecentar el peligro generado por un suceso iniciador si falla a consecuencia de él y si tal fallo repercute en la secuencia de sucesos.

6.109. Toda propuesta de modificación de un reactor o experimento que pueda tener repercusiones importantes en la seguridad se concebirá siguiendo los mismos principios aplicables al propio reactor (véanse los párrafos 7.100 y 7.101). En particular, todos los dispositivos de experimentación serán perfectamente compatibles en cuanto a materiales utilizados, integridad estructural y medidas de protección radiológica. En el diseño de todos esos dispositivos se tendrán en cuenta el inventario radiactivo y la generación y liberación de energía.

6.110. Toda modificación de un reactor de investigación o dispositivo de experimentación estará diseñada de manera que los medios de confinamiento y el blindaje del reactor queden preservados. Los sistemas de protección de un dispositivo de experimentación estarán diseñados para que protejan a la vez el dispositivo y el reactor. En el caso de experimentos o modificaciones que tengan gran relevancia desde el punto de vista de la seguridad, se establecerá un programa oficial de puesta en servicio.

6.111. En el diseño se tendrán en cuenta los requisitos vinculados a la utilización prevista del reactor, incluidos los requisitos de estabilidad de la potencia. El diseño garantizará que la respuesta del reactor y sus sistemas conexos a muy diversos sucesos, entre ellos los incidentes operacionales previstos, le permita funcionar en condiciones de seguridad.

Requisito 37. Diseño para la gestión del envejecimiento

Será preciso determinar la vida de diseño de los elementos importantes para la seguridad de la instalación de reactor de investigación. En el diseño se preverán márgenes apropiados para que se tengan debidamente en cuenta los mecanismos de envejecimiento pertinentes, como la fragilización neutrónica y el desgaste, así como el posible deterioro ligado al envejecimiento, a fin de garantizar que durante toda su vida de diseño los elementos importantes para la seguridad estén en condiciones de cumplir las funciones de seguridad necesarias tanto en estados operacionales como en condiciones de accidente, llegado el caso. Se tomarán en consideración el ciclo de vida y la posible obsolescencia de la tecnología utilizada.

6.112. En el diseño de un reactor de investigación se tendrán debidamente en cuenta el envejecimiento físico, los efectos del desgaste y el deterioro y la obsolescencia en todos los estados operacionales para los que un componente esté acreditado, lo que incluye las necesarias labores de ensayo y mantenimiento y los estados operacionales durante un suceso iniciador postulado y después de él.

6.113. Se instituirá un programa de gestión del envejecimiento que prevea la inspección y la realización periódica de ensayos de materiales, y se utilizarán los resultados obtenidos con tal programa para examinar, a intervalos apropiados, la idoneidad del diseño.

6.114. El diseño incluirá disposiciones relativas a las labores de monitorización, ensayo, muestreo e inspección necesarias para detectar, evaluar, prevenir y mitigar los efectos del envejecimiento. La gestión del envejecimiento de la instalación de reactor de investigación comprenderá la gestión de estructuras, sistemas y componentes obsoletos y la gestión de piezas de repuesto.

Requisito 38. Disposiciones relativas a los períodos de parada prolongada

Al diseñar la instalación de reactor de investigación se tendrá en cuenta que la seguridad de la instalación debe estar asegurada durante los períodos de parada prolongada.

6.115. El diseño comprenderá disposiciones destinadas a satisfacer las necesidades que surjan durante los períodos de parada prolongada, como mantener las condiciones del combustible nuclear, el refrigerante o el moderador y el gas de cobertura, preservar debidamente estructuras, sistemas y componentes o realizar labores de mantenimiento, ensayo periódico e inspección de las estructuras, sistemas y componentes pertinentes. Se tendrá en cuenta la posibilidad de envenenamiento neutrónico de larga duración del material reflector, lo que puede tener consecuencias a la hora de poner nuevamente en marcha el reactor.

Requisito 39. Prevención del acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad y de toda interferencia en esos elementos

Será preciso impedir todo acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad de la instalación de reactor de investigación, comprendidos los equipos y programas informáticos, o toda interferencia en esos elementos.

6.116. En el diseño se introducirán disposiciones para poder controlar el acceso a la instalación o el equipo del reactor del personal de operaciones y los usuarios del reactor, incluidos el personal y los vehículos de emergencia, y se prestará especial atención a las medidas para impedir la entrada no autorizada de personas o mercancías en el emplazamiento o los edificios del emplazamiento, con la finalidad básica de evitar el robo o la retirada no autorizada de material nuclear y de prevenir actos de sabotaje (véase también la sección 9).

Requisito 40. Prevención de toda interacción perturbadora o perjudicial entre sistemas importantes para la seguridad

Tras evaluar la posibilidad de que en una instalación de reactor de investigación se produzcan interacciones perturbadoras o perjudiciales entre sistemas importantes para la seguridad que tal vez sea necesario hacer funcionar simultáneamente, se adoptarán medidas para evitar que puedan producirse interacciones de esta índole.

6.117. Al analizar la posibilidad de interacciones perturbadoras o perjudiciales entre sistemas importantes para la seguridad se tendrán debidamente en cuenta las interconexiones físicas y los posibles efectos que el funcionamiento, el funcionamiento en falso o el funcionamiento defectuoso de un sistema puedan tener en las condiciones del entorno de otros sistemas a fin de garantizar que una modificación de esas condiciones no reste fiabilidad a los sistemas o componentes para funcionar según lo previsto.

6.118. Cuando dos sistemas importantes para la seguridad que contengan fluidos estén conectados entre sí y funcionen a presión distinta, ambos estarán diseñados para soportar la presión más elevada. De lo contrario se adoptarán medidas para impedir que se pueda superar la presión de diseño del sistema que funcione a menor presión.

Requisito 41. Análisis de seguridad del diseño

A fin de determinar y evaluar los problemas de seguridad que puedan surgir en todos los estados de una instalación de reactor de investigación, se llevará a cabo un análisis de seguridad del diseño de la instalación en que se apliquen métodos de análisis determinista, complementados cuando proceda con análisis probabilistas.

6.119. Será preciso realizar un análisis de seguridad del diseño del reactor de investigación en el que se estudie la respuesta de la instalación a una serie de sucesos iniciadores postulados (como funcionamiento defectuoso o fallo del equipo y los dispositivos de experimentación, errores del operador o sucesos externos e internos) que puedan desembocar ya sea en incidentes operacionales previstos o en condiciones de accidente (véase también la publicación GSR Part 4 (Rev. 1) [12]). Estos análisis se utilizarán:

- a) como base de diseño de los elementos importantes para la seguridad;
- b) para seleccionar los límites y condiciones operacionales del reactor;
- c) para definir procedimientos operacionales, programas de inspección y ensayo periódico, procedimientos de mantenimiento de registros, planes de mantenimiento, propuestas de modificaciones y planes de emergencia.

6.120. El análisis de seguridad ofrecerá garantías de que en el diseño se ha implantado la defensa en profundidad y se han tenido debidamente en cuenta las incertidumbres.

6.121. El análisis de seguridad comprenderá lo siguiente:

- a) caracterización de los sucesos iniciadores postulados que correspondan;
- b) análisis de las secuencias de sucesos y evaluación de las consecuencias de los sucesos iniciadores postulados;
- c) comparación de los resultados del análisis con los criterios de aceptación radiológica y los límites de diseño;
- d) demostración de que es posible hacer frente a los incidentes operacionales previstos y a los accidentes base de diseño gracias a la respuesta automática

de los sistemas de seguridad, unida a las intervenciones previstas del operador;

- e) especificación de las condiciones adicionales de diseño y de la manera en que se responde a ellas;
- f) determinación de los límites y condiciones operacionales en condiciones de funcionamiento normal;
- g) análisis de los sistemas y dispositivos de seguridad y de los elementos de seguridad para las condiciones adicionales de diseño;
- h) análisis de los medios de confinamiento.

6.122. En el análisis de seguridad se tendrá en cuenta, en relación con cada suceso iniciador postulado, información cualitativa y cuantitativa sobre los siguientes aspectos:

- a) parámetros de entrada, condiciones iniciales, condiciones límite, supuestos, modelos, incertidumbres y códigos utilizados;
- b) secuencia de sucesos y comportamiento de los sistemas del reactor;
- c) sensibilidad a los modos de fallo único y a los fallos de causa común;
- d) sensibilidad a los factores humanos;
- e) análisis de los estados transitorios;
- f) determinación de los estados de deterioro;
- g) deducción de los términos fuente;
- h) evaluación de las consecuencias radiológicas.

6.123. Para cada secuencia de accidentes contemplada se indicará en qué medida los sistemas de seguridad y los eventuales sistemas de proceso operables deberán estar activos en condiciones de accidente. Para evaluar estos sucesos se emplean en general métodos deterministas, que cabrá complementar con técnicas probabilistas. Los resultados de estos análisis complementarios aportarán información para diseñar los sistemas de seguridad y definir sus funciones.

6.124. Cuando corresponda, en el análisis de seguridad también se examinarán los dispositivos de experimentación por lo que respecta tanto a sus propios aspectos de seguridad como a sus efectos en el reactor de investigación.

6.125. Será preciso actualizar y comprobar la aplicabilidad a la instalación conforme a obra de los métodos de análisis, los supuestos analíticos y el grado de precaución utilizados en el diseño del reactor de investigación.

REQUISITOS ESPECÍFICOS DE DISEÑO

Edificios y estructuras

Requisito 42. Edificios y estructuras

Los edificios y estructuras de una instalación de reactor de investigación que sean importantes para la seguridad estarán diseñados de tal modo que los niveles de radiación y las emisiones radiactivas dentro y fuera del emplazamiento permanezcan en niveles tan bajos como sea razonablemente posible y por debajo de los límites autorizados en todos los estados operacionales, en los casos de accidente base de diseño y también, en la medida de lo posible, en las condiciones adicionales de diseño.

6.126. Los edificios y estructuras importantes para la seguridad estarán diseñados teniendo presentes todos los estados operacionales, los accidentes base de diseño y, en la medida de lo posible, las condiciones adicionales de diseño.

6.127. Atendiendo al análisis de seguridad del reactor y su utilización, será preciso determinar el grado necesario de estanqueidad del edificio del reactor u otros edificios y estructuras que contengan material radiactivo, así como los requisitos aplicables al sistema de ventilación.

Requisito 43. Medios de confinamiento

Todo reactor de investigación estará dotado de medios de confinamiento que aseguren, o contribuyan a asegurar, el cumplimiento de las siguientes funciones de seguridad: i) confinamiento de las sustancias radiactivas en estados operacionales y en condiciones de accidente; ii) protección del reactor frente a sucesos externos de origen natural o humano; y iii) blindaje contra la radiación en estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.128. Los medios de confinamiento (véase la nota al pie 25) estarán diseñados de manera que en ningún caso la emisión de material radiactivo (productos de fisión y de activación) que se produzca a raíz de un accidente que entrañe alteraciones o deterioro del combustible nuclear, componentes del núcleo o dispositivos de experimentación llegue a superar los límites aceptables. Los medios de confinamiento pueden incluir barreras físicas en torno a las principales partes del reactor de investigación que contengan material radiactivo. Estas barreras estarán destinadas a evitar la emisión imprevista de material radiactivo en estados operacionales, o mitigar sus consecuencias si llegara a producirse,

en condiciones de accidente base de diseño y, en la medida de lo posible, en condiciones adicionales de diseño. Las barreras de confinamiento suelen comprender el edificio del reactor junto con otros elementos, que pueden ser: calderas y cisternas para recoger y contener derrames; un sistema de ventilación de emergencia, provisto en general de filtración; dispositivos de aislamiento en las penetraciones de barreras; y un punto de emisión, situado normalmente en un lugar elevado.

6.129. Para que los medios de confinamiento funcionen correctamente, la presión dentro de una barrera estará fijada a un nivel que impida toda emisión incontrolada de material radiactivo al medio ambiente a través de la barrera. Al establecer esta presión se tendrán en cuenta las variaciones de las condiciones atmosféricas (por ejemplo, velocidad del viento y presión atmosférica).

6.130. En el diseño de los medios de confinamiento se tendrán en cuenta los efectos de condiciones extremas (por ejemplo, ondas de choque o explosiones dentro de la barrera) y de condiciones ambientales generadas por accidentes, en particular las resultantes de los sucesos externos e internos indicados en el apéndice I, según corresponda (por ejemplo, condiciones de incendio y los consiguientes aumentos locales de presión).

6.131. Las barreras estarán diseñadas para que puedan resistir, con márgenes adecuados, las cargas máximas calculadas de presión y temperatura que se prevén en condiciones de accidente base de diseño.

6.132. Será preciso determinar la tasa de emisión aceptable en condiciones de accidente y las consecuencias conexas, teniendo en cuenta el término fuente y otros parámetros como el grado de filtración, el punto de emisión, las condiciones ambientales y la presión y temperatura en condiciones de accidente base de diseño.

6.133. En caso de accidente (en particular un accidente que pueda provocar un aumento de la presión) será preciso controlar las fugas a través de la barrera con elementos técnicos adecuados que impidan la emisión de material radiactivo al medio ambiente por encima de los límites aceptables.

6.134. En el diseño se incluirán disposiciones que permitan realizar ensayos iniciales y periódicos de comportamiento para comprobar las tasas de fuga de aire y que sirvan para monitorizar el comportamiento operacional del sistema de ventilación.

6.135. Cuando el confinamiento dependa de la eficiencia de los filtros, en el diseño se dispondrá lo necesario para que esta sea objeto de ensayos periódicos *in situ*.

6.136. Las cubiertas y los revestimientos de las estructuras y los componentes que intervengan en la función de confinamiento garantizarán el cumplimiento de sus funciones de seguridad y reducirán al mínimo posible toda interferencia en otras funciones de seguridad en el supuesto de que se deterioren.

6.137. Los reactores de investigación que entrañen mayores peligros potenciales estarán dotados de una estructura de contención que garantice que, en las condiciones de accidente base de diseño, toda emisión de material radiactivo permanezca por debajo de los límites autorizados y que, en las condiciones adicionales de diseño, toda emisión de material radiactivo permanezca por debajo de los límites aceptables.

Núcleo del reactor y elementos conexos

Requisito 44. Diseño del núcleo del reactor y el combustible

Los componentes del núcleo y los elementos y conjuntos combustibles de un reactor de investigación estarán diseñados de tal modo que mantengan su integridad estructural y resistan satisfactoriamente las condiciones reinantes en el núcleo del reactor en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente base de diseño.

6.138. En el diseño y la cualificación de los elementos y conjuntos combustibles, reflectores y demás componentes del núcleo se tendrán en cuenta los debidos factores neutrónicos, termohidráulicos, mecánicos, químicos e inherentes a los materiales y a la irradiación asociados al reactor en su conjunto.

6.139. Se efectuarán análisis para demostrar que las condiciones y los límites de irradiación previstos (como densidad de fisión, fisiones totales al final de la vida útil o fluencia neutrónica) son aceptables y no darán lugar a una dilatación o deformación indebida de los elementos combustibles. Será preciso determinar el límite superior previsto de posible deformación. Estos análisis vendrán avalados con datos derivados de experimentos y de la experiencia adquirida en materia de irradiación. En el diseño de los elementos combustibles se tendrán en cuenta los requisitos relativos a la gestión a largo plazo de los elementos irradiados, como por ejemplo, el reprocesamiento o el acondicionamiento para la disposición final de esos elementos.

6.140. En el diseño del núcleo se tendrán en cuenta como corresponda todas las configuraciones previsibles del núcleo del reactor, incluidas su configuración inicial y su configuración de equilibrio. Se tomarán en consideración asimismo los efectos de los dispositivos de experimentación o los materiales sometidos a irradiación que se le introduzcan. En los conjuntos subcríticos ello supone garantizar que todas esas configuraciones sean subcríticas dentro de márgenes justificados.

6.141. El núcleo del reactor (esto es, los elementos combustibles, los reflectores, la geometría de los canales de refrigeración, los dispositivos de irradiación y las partes estructurales) estará diseñado para que en todos los estados operacionales los parámetros pertinentes se mantengan por debajo de los límites predeterminados. En el diseño se tendrán en cuenta disposiciones para monitorizar las condiciones físicas y la integridad del combustible. El diseño garantizará que no se produzca el desplazamiento involuntario de los elementos combustibles o los componentes del núcleo (de resultados, por ejemplo, del impulso generado por un flujo ascendente).

6.142. El núcleo del reactor, incluidos los elementos combustibles, los mecanismos de control de la reactividad²⁹ y los dispositivos de experimentación, estará diseñado y construido de forma que nunca se superen los límites máximos de diseño admisibles que se hayan fijado para todos los estados operacionales. Al establecer estos límites se incorporarán márgenes adecuados para las incertidumbres y tolerancias técnicas, entre otros.

6.143. El núcleo del reactor estará diseñado de tal modo que sea posible parar el reactor, enfriarlo³⁰ y mantenerlo en estado subcrítico con un margen adecuado en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente. Se evaluará el estado final del núcleo del reactor con respecto a las condiciones adicionales de diseño seleccionadas.

6.144. Siempre que sea factible, en el diseño del núcleo del reactor se aprovecharán los elementos de seguridad inherentes para reducir al mínimo posible las consecuencias de condiciones de accidente debidas a estados transitorios o de inestabilidad.

²⁹ Los mecanismos de control de la reactividad son dispositivos de todo tipo destinados a controlar la reactividad, como barras de regulación, barras de control y barras o placas de parada y también los dispositivos destinados a controlar el nivel del moderador o la reflexión.

³⁰ El requisito del enfriamiento podría no ser aplicable a ciertos tipos de conjuntos críticos o subcríticos.

6.145. El núcleo de un conjunto subcrítico estará diseñado y construido de manera que no se pueda alcanzar la criticidad en ninguna configuración del núcleo (combustible, reflector y fuente de neutrones cuando la haya) ni en condición alguna de temperatura, moderación y reflexión.

Requisito 45. Disposiciones relativas al control de la reactividad

En el diseño de un reactor de investigación se preverán los medios adecuados para controlar la reactividad.

6.146. En el diseño se demostrará que el sistema de control de la reactividad va a funcionar correctamente en todos los estados operacionales del reactor y que en todos los accidentes base de diseño, incluidos los fallos del propio sistema de control, va a seguir siendo capaz de parar el reactor.

6.147. El dispositivo o los dispositivos de control de la reactividad dispondrán de suficiente reactividad negativa para que sea posible llevar el reactor a un régimen subcrítico y mantenerlo en él en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente, teniendo en cuenta las instalaciones de experimentación cuya aportación a la reactividad positiva sea máxima. Al diseñar los dispositivos de control de la reactividad se tomarán en consideración el desgaste y el deterioro, así como los efectos de la irradiación, por ejemplo, quemado, acumulación y desintegración de veneno, modificación de las propiedades físicas o producción de gas. Este requisito podría no ser aplicable a ciertos tipos de conjuntos subcríticos. Aun así, será preciso justificar la subcriticidad en cualquier configuración (véase el párrafo 6.145).

6.148. Será preciso especificar la tasa máxima de adición de reactividad positiva que permitan el sistema de control de la reactividad o un experimento, tasa que habrá que limitar a los valores que se hayan justificado en el informe de análisis de la seguridad y estén documentados en los límites y condiciones operacionales.

6.149. Es posible que no se requieran dispositivos de control de la reactividad en los casos en que un conjunto subcrítico vaya a permanecer en estado subcrítico en cualquier condición (incluso en las circunstancias de mayor reactividad).

Requisito 46. Sistemas de parada del reactor

Todo reactor de investigación estará dotado de los medios necesarios para que sea posible parar el reactor tanto en estados operacionales como en condiciones de accidente y mantenerlo en régimen de parada durante

un período prolongado, con márgenes, aun en condiciones de máxima reactividad del núcleo.

6.150. En el diseño se incorporará como mínimo un sistema de parada automática.³¹ Según las características del reactor podrá ser necesario prever un segundo sistema de parada independiente, aspecto que se tendrá debidamente en cuenta en el diseño.

6.151. La eficacia, la rapidez de actuación y el margen de parada³² del sistema de parada del reactor serán tales que se cumplan las condiciones y los límites de diseño referentes al combustible que vengan especificados en el informe de análisis de la seguridad.

6.152. Ningún fallo único en el sistema de parada podrá evitar que el sistema cumpla su función de seguridad cuando sea necesario.

6.153. Se implantará un mecanismo para activar la parada manual de emergencia del reactor. Esta señal de parada manual de emergencia también llegará al sistema de protección del reactor. Será preciso que el mecanismo de parada manual de emergencia pueda parar el reactor directamente. Se examinará la posibilidad de introducir un sistema para que la parada manual de emergencia del reactor pueda ser activada desde lugares distintos de la sala de control principal (por ejemplo, desde zonas operacionales del reactor o desde la sala de control complementaria).

6.154. Se preverán los instrumentos y efectuarán los ensayos necesarios para garantizar que los medios de parada se encuentren en las condiciones estipuladas para un determinado estado del reactor.

6.155. En el diseño se demostrará que el sistema de parada del reactor va a funcionar correctamente en todos los estados operacionales del reactor y que en condiciones de accidente, incluidos los fallos del propio sistema de control, va a seguir siendo capaz de parar el reactor.

³¹ Un conjunto subcrítico puede ser 'parado' retirando de él la fuente de neutrones.

³² 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, una vez retirada del núcleo la barra de control con el valor más alto de reactividad y una vez situados en su estado más reactivo todos los experimentos que pueden ser desplazados o modificados en condiciones de funcionamiento.

Requisito 47. Diseño de los sistemas de refrigeración del reactor y sistemas conexos

Los sistemas de refrigeración de un reactor de investigación estarán diseñados y construidos con el objetivo de que refrigeren debidamente el núcleo del reactor.

6.156. Los sistemas que contengan el refrigerante del reactor estarán diseñados de modo que permitan la realización de ensayos e inspecciones previos al servicio y con el reactor ya en servicio para detectar la posible aparición de fugas, fisuras o fracturas por fragilización.³³ En el diseño se tendrá en cuenta que las características de los materiales deben asegurar que todo fallo se propague con lentitud.

6.157. En el diseño de los reactores refrigerados por agua se prestará especial atención a la necesidad de evitar que el núcleo quede descubierto.

6.158. Cuando el sistema primario de refrigeración no esté concebido para refrigerar el núcleo después de la parada, será preciso implantar un sistema independiente fiable para extraer el calor residual.

6.159. En los sistemas de reactor que utilicen aletas³⁴ o sistemas equivalentes para pasar de la circulación forzada de refrigerante a la circulación natural o para funcionar con refrigeración por circulación natural, y en los que esta modalidad forme parte del sistema de seguridad (o sea considerada un elemento técnico de seguridad), se aplicará el criterio del fallo único. En tal caso se preverá la instrumentación necesaria para verificar su funcionamiento y enviar señales al sistema de protección del reactor.

6.160. Cuando dos sistemas de refrigeración que operen a distinta presión estén conectados entre sí, se aplicará el requisito enunciado en el párrafo 6.118.

6.161. El diseño contendrá disposiciones para controlar el volumen, la temperatura y la presión del refrigerante del reactor en cualquier estado operacional de la instalación, teniendo debidamente en cuenta los cambios volumétricos y las fugas.

³³ Hay ciertos conjuntos subcríticos y críticos que no requieren sistema de refrigeración.

³⁴ Una aleta es una válvula pasiva que se abre cuando el flujo (la presión) es inferior a un valor prefijado para que de esta forma, en caso de pérdida de flujo forzado, se genere circulación natural.

6.162. El diseño contendrá disposiciones para vigilar y controlar las propiedades del refrigerante (como pH y conductividad del agua) y/o el moderador del reactor y para extraer del refrigerante las sustancias radiactivas, incluidos los productos de corrosión activados y los productos de fisión. Pese a que a veces los conjuntos subcríticos no requieren sistemas de refrigeración para extraer el calor, estas disposiciones se aplicarán a los fluidos contenidos en esos conjuntos con objeto de preservar los elementos combustibles y las estructuras, sistemas y componentes y de evitar emisiones radiactivas.

6.163. Se preverán elementos de diseño (como sistemas de detección de fugas, interconexiones apropiadas y sistemas de aislamiento) y la redundancia y diversidad adecuadas para que se cumplan los requisitos enunciados en los párrafos 6.73 a 6.81 con la fiabilidad suficiente en relación con cada suceso iniciador postulado. Estas medidas se aplicarán también a los conjuntos subcríticos.

Requisito 48. Refrigeración de emergencia del núcleo del reactor

Cuando sea menester, se incorporará al reactor de investigación un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo para impedir el deterioro del combustible en caso de accidente con pérdida de refrigerante.

6.164. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo será capaz de evitar fallos importantes del combustible ante cualquiera de los accidentes especificados en la base de diseño (es decir, en condiciones de accidente base de diseño, el deterioro del combustible y las emisiones de material radiactivo permanecerán dentro de los límites autorizados).³⁵ Se tendrán en cuenta procedimientos especiales de refrigeración del núcleo para hacer frente a las condiciones adicionales de diseño seleccionadas.

6.165. En relación con los accidentes base de diseño, la refrigeración de emergencia del núcleo estará diseñada para que pueda cumplir su función prevista ante cualquier fallo único del sistema.

6.166. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo estará diseñado de modo que posibilite la inspección periódica de los componentes y la realización periódica de los ensayos funcionales apropiados para verificar su buen funcionamiento.

³⁵ Los conjuntos críticos y subcríticos podrían no requerir un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

Sistemas de instrumentación y control

Requisito 49. Disposiciones relativas a los sistemas de instrumentación y control

Toda instalación de reactor de investigación dispondrá de instrumentos destinados a: monitorizar los valores de todas las variables importantes que puedan influir en el cumplimiento de las funciones principales de seguridad y los valores de las principales variables de proceso necesarias para una explotación segura y fiable; determinar la situación de la instalación en condiciones de accidente; y adoptar decisiones relativas a la gestión de accidentes. La instalación contará con sistemas de control apropiados y fiables que permitan mantener y limitar las correspondientes variables de proceso dentro de los márgenes de funcionamiento especificados.

6.167. El reactor estará dotado de instrumentación y medios de registro suficientes para monitorizar, en todos los estados de la instalación, los parámetros importantes del reactor y la situación del equipo esencial del reactor (incluida la posición de la fuente de neutrones) y de los dispositivos de experimentación conexos. Será preciso evaluar la respuesta prevista de estos sistemas de instrumentación y control en caso de emergencia, respuesta que después será tenida en cuenta en las disposiciones de emergencia (véase la publicación GSR Part 7 [6]).

6.168. El reactor estará provisto de controles apropiados, tanto manuales como automáticos, según convenga, para mantener los parámetros dentro de los márgenes de funcionamiento especificados.

6.169. En el diseño de los sistemas de instrumentación y control se incorporarán las disposiciones apropiadas para que las fuentes de neutrones de arranque y los instrumentos específicos para la puesta en marcha se encuentren en las condiciones requeridas. Este requisito se cumplirá tanto para poner en servicio el reactor como para ponerlo en marcha tras una parada prolongada.

6.170. Se establecerán los sistemas de alarma sonora y visual que sean convenientes para señalar con prontitud todo cambio en las condiciones operacionales del reactor que pudiera afectar a su seguridad.

6.171. En general estará prohibida toda conexión entre los sistemas de instrumentación y control del reactor y los sistemas destinados a controlar los dispositivos de experimentación. Solo se admitirán excepciones cuando las

interconexiones para controlar determinados parámetros de los dispositivos de experimentación sean obligatorias para que el reactor funcione en condiciones de seguridad.

Requisito 50. Sistema de protección del reactor

Todo reactor de investigación estará dotado de un sistema de protección que sirva para poner en marcha automáticamente medidas de activación de los sistemas de seguridad necesarios para instaurar y mantener un estado seguro.

6.172. El sistema de protección del reactor será independiente de los demás sistemas y capaz de contrarrestar las medidas no seguras del sistema de control.

6.173. El sistema de protección del reactor será capaz de poner en marcha automáticamente las medidas de seguridad que se requieran para activar los sistemas de seguridad necesarios para instaurar un estado seguro, y ello ante cualquiera de todos los sucesos iniciadores postulados.

6.174. El sistema de protección del reactor estará diseñado de modo que, una vez iniciada automáticamente la secuencia de medidas protectoras, esta prosiga hasta el final sin que se requiera intervención manual alguna durante un breve lapso de tiempo tras la activación del sistema de protección del reactor. Estas acciones automáticas del sistema de protección del reactor no se reiniciarán automáticamente, y para volver al funcionamiento normal será necesaria una intervención deliberada del operador.

6.175. Será preciso evaluar cuidadosamente y justificar la posibilidad de que se produzca una inhibición de los enclavamientos y disparos del sistema de protección del reactor que a su vez pudiera provocar la inhibición de una función de seguridad. Se incorporarán al sistema de protección del reactor los medios apropiados para evitar toda inhibición fortuita de los enclavamientos y disparos que sean importantes para la seguridad.

6.176. El sistema de protección del reactor estará diseñado para que ningún fallo único pueda ocasionar la pérdida de medidas protectoras automáticas.

6.177. La función de protección del reactor estará diseñada para poder llevar el reactor a un estado seguro y mantenerlo en él aun cuando los sistemas de protección del reactor sufran un fallo de causa común verosímil.

6.178. El sistema de protección del reactor estará diseñado de manera que sea posible efectuar ensayos periódicos de su funcionalidad.

6.179. El diseño garantizará que sea posible establecer puntos de tarado con un margen entre el punto de iniciación y los límites de seguridad suficiente para que la acción desencadenada por el sistema de protección del reactor pueda controlar el proceso antes de que se alcance el límite de seguridad. Algunos de los factores que deberán tenerse en cuenta para establecer este margen son los siguientes:

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

6.180. Cuando se prevea utilizar un sistema informatizado en el sistema de protección del reactor, se aplicarán, además de los requisitos enunciados en el párrafo 6.176, los siguientes:

- a) se utilizarán equipos y programas informáticos de gran calidad y de diseño contrastado;
- b) se documentará sistemáticamente todo el proceso de desarrollo, incluidos el control y ensayo del diseño y la puesta en servicio del sistema, proceso que será comprobado;
- c) para comprobar la fiabilidad de los sistemas informatizados será preciso que especialistas independientes de los autores del diseño y los suministradores lleven a cabo una evaluación sistemática, minuciosamente documentada y revisada de esos sistemas;
- d) se dispondrá lo necesario para proteger el funcionamiento del sistema de toda alteración accidental o toda interferencia deliberada.

6.181. Cuando no sea posible demostrar con un elevado nivel de confianza que el sistema informatizado que se prevé utilizar en un sistema de protección del reactor ofrece la gran fiabilidad necesaria, se utilizarán medios diversos para asegurar el cumplimiento de las funciones de protección.

Requisito 51. Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control

Los sistemas de instrumentación y control de elementos importantes para la seguridad de un reactor de investigación estarán diseñados de tal modo que presenten una gran fiabilidad funcional y que la posibilidad de someterlos

periódicamente a ensayo guarde correspondencia con la función o las funciones de seguridad que vayan a cumplir.

6.182. Para lograr el grado requerido de fiabilidad se implantará una estrategia integral en la que se utilicen varios medios complementarios (incluido un régimen eficaz de análisis y ensayo) en cada fase de desarrollo del sistema, así como una estrategia de validación para confirmar que se han satisfecho los requisitos de diseño del sistema. En el análisis de fiabilidad se tendrán en cuenta las condiciones en que se vaya a utilizar y almacenar el equipo y los efectos de posibles factores ambientales (como humedad, temperatura extrema y campos electromagnéticos).

6.183. Para evitar la pérdida de una función de seguridad se emplearán, en la medida de lo posible, técnicas de diseño que tengan en cuenta factores como la posibilidad de ensayo, incluido un mecanismo de autoverificación cuando sea necesario, las características de fallo sin riesgo, la diversidad funcional y la diversidad en el diseño de los componentes y en los conceptos de funcionamiento.

Requisito 52. Utilización de equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad

Cuando un sistema importante para la seguridad de un reactor de investigación esté regido por un equipo informático, se establecerán y aplicarán durante toda la vida útil del sistema, y en especial durante el ciclo de elaboración de los programas informáticos, normas y prácticas apropiadas de desarrollo y ensayo de equipo y programas informáticos. Todo el proceso de desarrollo estará sujeto a un sistema de gestión integrada.

6.184. En lo que atañe al equipo informático de los sistemas de seguridad y los sistemas importantes para la seguridad:

- a) se utilizarán equipo y programas informáticos de gran calidad y se aplicarán prácticas óptimas al respecto, en consonancia con la importancia para la seguridad que revista el sistema;
- b) durante todo el proceso de desarrollo, que abarca las labores de control, ensayo y puesta en servicio de cambios de diseño, se tendrán en cuenta todas las fases del ciclo de vida del sistema informático y se documentará sistemáticamente el proceso, que será revisable;
- c) será preciso que especialistas que sean independientes del grupo de diseño y del grupo suministrador realicen una evaluación del equipo para garantizar que ofrece una gran fiabilidad;

- d) cuando no sea posible demostrar con un elevado nivel de confianza que el equipo ofrece la gran fiabilidad necesaria, se utilizarán medios diversos para asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad (véase también el párrafo 6.181);
- e) se tendrán en cuenta los fallos de causa común derivados de los programas informáticos;
- f) se conferirá protección contra toda alteración accidental del funcionamiento del sistema o toda interferencia deliberada en este (los sistemas informáticos y sistemas de comunicaciones y redes importantes para la seguridad, entre ellos el sistema de protección del reactor, gozarán de protección suficiente contra los ataques cibernéticos, incluida hasta la amenaza base de diseño [13]);
- g) se llevarán a cabo las adecuadas tareas de verificación y validación y ensayo de los sistemas de programas informáticos.

Requisito 53. Sala de control

Toda instalación de reactor de investigación contará con una sala de control desde la cual se pueda hacer funcionar la instalación en condiciones de seguridad en todos los estados operacionales, ya sea automática o manualmente, y desde la cual se puedan adoptar medidas para mantener el reactor de investigación en un estado seguro o para devolverlo a ese estado después de un incidente operacional previsto o de atravesar condiciones de accidente.

6.185. Se adoptarán medidas adecuadas y se ofrecerá información suficiente para proteger durante un período prolongado a los ocupantes de la sala de control de peligros como niveles altos de radiación resultantes de condiciones de accidente, emisiones de material radiactivo, incendios o gases explosivos o tóxicos. Véanse también, en el párrafo 6.91, los requisitos relativos a los medios de comunicación entre la sala de control principal y la sala de control complementaria y el centro de emergencias.

6.186. Se prestará especial atención al requisito de determinar los sucesos que puedan producirse dentro o fuera de la sala de control y puedan amenazar su funcionamiento ininterrumpido, y en el diseño se introducirán medidas aplicables para reducir al mínimo posible las consecuencias de tales sucesos. En el diseño se preverán salidas de emergencia que los ocupantes de la sala de control puedan utilizar cuando se produzca un suceso que haga necesario evacuarla.

6.187. En el diseño de la sala de control se preverá un margen suficiente contra peligros naturales de mayor gravedad que los contemplados en la base de diseño.

Requisito 54. Sala de control complementaria

En el diseño de una instalación de reactor de investigación se contemplarán disposiciones relativas a una sala de control complementaria, separada y funcionalmente independiente de la sala de control principal.

6.188. Los medios de que esté dotada la sala de control complementaria (denominada a veces “panel de parada a distancia”) serán suficientes para que, en caso de emergencia, se cumplan las funciones principales de seguridad (parada, refrigeración, confinamiento y monitorización de la situación de la instalación). En la sala de control complementaria se dispondrá de información sobre los parámetros importantes y la situación radiológica en la instalación y sus inmediaciones. Los sistemas diseñados al efecto serán considerados elementos importantes para la seguridad. Es posible que no sea necesario contar con una sala de control complementaria para los conjuntos críticos y subcríticos; en ese caso tal decisión vendrá avalada por un análisis exhaustivo.

Requisito 55. Instalaciones de respuesta a emergencias en el emplazamiento

Toda instalación de reactor de investigación contará dentro del emplazamiento con las instalaciones de respuesta a emergencias necesarias, concebidas de tal modo que el personal pueda desempeñar las tareas previstas para gestionar una emergencia en las condiciones resultantes de accidentes o sucesos iniciadores.

6.189. Las instalaciones pertinentes de respuesta a emergencias³⁶ dispondrán de: la información sobre los parámetros importantes del reactor y sobre la situación radiológica en la instalación de reactor y el emplazamiento; los datos procedentes de los sistemas de monitorización y las instalaciones de laboratorio que vayan a servir para decidir si procede activar medidas de emergencia; y la información que se vaya a utilizar para la evaluación continua. Cada instalación de respuesta a emergencias dispondrá de medios para comunicarse con la sala

³⁶ Las instalaciones de respuesta a emergencias y su ubicación se tratan en la publicación GSR Part 7 [6]. En el caso de los reactores de investigación, las instalaciones de respuesta a emergencias (que están separadas de la sala de control y la sala de control complementaria) comprenden el centro de emergencias y, si procede, el centro de apoyo técnico y el centro de apoyo operacional.

de control, la sala de control complementaria y otros lugares importantes de la instalación, así como con las entidades de respuesta a emergencias situadas dentro y fuera del emplazamiento.

SUMINISTRO DE ENERGÍA ELÉCTRICA

Requisito 56. Sistemas de suministro eléctrico

En el diseño de una instalación de reactor de investigación se preverán sistemas fiables de suministro eléctrico normal y se examinará la posibilidad de incluir sistemas fiables de suministro eléctrico de emergencia.

6.190. Tanto en estados operacionales normales como en condiciones de accidente será preciso disponer de un suministro de electricidad fiable para las funciones fundamentales de seguridad.

6.191. En el diseño se contemplarán disposiciones para el suministro ininterrumpible de energía eléctrica a los sistemas de seguridad que necesiten suministro constante, como el sistema de protección del reactor o el de vigilancia radiológica.

6.192. En la base de diseño del sistema eléctrico de emergencia se tendrán debidamente en cuenta los sucesos iniciadores postulados y las funciones de seguridad conexas que deban cumplirse a fin de determinar los requisitos correspondientes en materia de capacidad, disponibilidad, duración, voltaje y continuidad del suministro eléctrico requerido.

Requisito 57. Sistemas de protección radiológica

Toda instalación de reactor de investigación contará con el equipo necesario para asegurar una monitorización radiológica adecuada en estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.193. El diseño de los sistemas de protección radiológica comprenderá lo siguiente:

- a) dosímetros estacionarios para monitorizar la tasa local de dosis de radiación en los lugares a los que sistemáticamente tenga acceso el personal de operaciones y otros lugares donde los niveles de radiación en los estados operacionales puedan experimentar variaciones de tal magnitud que el

acceso a ellos esté restringido a una duración determinada (por ejemplo, las zonas de tubos de haces o las zonas de las instalaciones subcríticas donde se encuentran las fuentes de neutrones);

- b) dosímetros estacionarios que indiquen los niveles generales de radiación en lugares convenientes de la instalación en caso de incidente operacional previsto y en condiciones de accidente, dosímetros que transmitirán a la sala de control o a los puestos de control apropiados información suficiente para que el personal de operaciones pueda activar medidas protectoras y medidas correctoras cuando sea necesario;
- c) monitores para medir la actividad de sustancias radiactivas en la atmósfera en las zonas frecuentadas por el personal, incluidas las zonas de experimentación, y allí donde sea previsible que los niveles de radiactividad en el aire sean de tal magnitud que exijan medidas protectoras;
- d) equipo estacionario y servicios de laboratorio para determinar oportunamente las concentraciones de determinados radionucleidos en los sistemas de proceso de fluidos y en muestras de gases o líquidos tomadas de la instalación de reactor de investigación o del entorno, ya sea en estados operacionales o en condiciones de accidente;
- e) equipo estacionario para monitorizar y controlar los efluentes antes de que sean descargados al medio ambiente o en el momento de ser descargados;
- f) dispositivos para medir la contaminación radiactiva superficial;
- g) instalaciones y equipo para medir las dosis y la contaminación absorbidas por el personal;
- h) dispositivos de vigilancia radiológica en las puertas y otros puntos de entrada a la instalación para detectar todo material radiactivo que sea trasladado sin permiso o toda contaminación accidental.

6.194. Además de la vigilancia dentro de la instalación, también se adoptarán medidas para evaluar, en caso necesario, posibles exposiciones u otras repercusiones radiológicas en las inmediaciones de la instalación.

Requisito 58. Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible y los componentes del núcleo

En el diseño de una instalación de reactor de investigación se incorporarán disposiciones para que se puedan manipular y almacenar en condiciones seguras los elementos combustibles y componentes del núcleo sin irradiar e irradiados.

6.195. En el diseño se incorporarán disposiciones para que sea posible almacenar en condiciones de seguridad un número suficiente de elementos

combustibles gastados y componentes del núcleo irradiados. Estas disposiciones serán acordes con los programas de gestión del núcleo y de extracción o sustitución de elementos combustibles y componentes del núcleo.

6.196. En el diseño se incluirán disposiciones para que en cualquier momento sea posible retirar todo el combustible del núcleo en condiciones de seguridad.

6.197. En el diseño se tendrán en cuenta, cuando sea el caso, las consecuencias de almacenar durante un período prolongado elementos combustibles y componentes del núcleo irradiados.

6.198. Los sistemas de manipulación y almacenamiento estarán diseñados para:

- a) evitar con un margen suficiente la criticidad, por medios físicos como el uso de una geometría adecuada y de absorbentes fijos;
- b) posibilitar la realización periódica de inspecciones y ensayos;
- c) reducir al mínimo posible la probabilidad de pérdida o daño del combustible;
- d) evitar que objetos pesados puedan caer inadvertidamente sobre el combustible;
- e) posibilitar el almacenamiento apropiado de elementos combustibles sospechosos o dañados;
- f) proporcionar protección radiológica;
- g) proporcionar un medio para controlar la química y la actividad del medio de almacenamiento;
- h) prevenir niveles inaceptables de estrés en los elementos combustibles;
- i) tener identificado y siempre localizado cada elemento y conjunto combustible.

6.199. Los sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible irradiado estarán diseñados de modo que permitan una extracción del calor y un blindaje adecuados en estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.200. Es poco probable que los conjuntos críticos y subcríticos contengan combustible gastado o sustancialmente irradiado, por lo que quizá no se les apliquen los requisitos sobre manipulación y almacenamiento del combustible de este tipo. Sí se les aplicarán los demás requisitos establecidos en los párrafos 6.195 a 6.198.

Requisito 59. Sistemas de desechos radiactivos

En el diseño de una instalación de reactor de investigación y de sus instalaciones de experimentación conexas se incorporarán disposiciones para mejorar la seguridad en la gestión de los desechos y reducir al mínimo posible los desechos radiactivos generados. Se preverán sistemas de tratamiento de desechos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos que permitan mantener las cantidades y concentraciones de emisiones radiactivas en niveles tan bajos como sea razonablemente posible y por debajo de los límites de descarga autorizados.

6.201. En el diseño se contemplarán, e introducirán cuando sea necesario, medios adecuados para reducir la exposición del personal y las emisiones radiactivas al medio ambiente, como pueden ser sistemas de blindaje y desintegración.

6.202. En el diseño se introducirán sistemas de manipulación, procesamiento, almacenamiento, retirada del emplazamiento y disposición final de los desechos radiactivos. Cuando se vayan a manipular desechos radiactivos líquidos se instituirán, según proceda, medidas de detección de fugas y recuperación de desechos. Cuando se vayan a manipular materiales radiactivos en estado gaseoso se incluirán disposiciones para detectar fugas y para prevenir y controlar las emisiones de forma que no sobrepasen los límites autorizados para las emisiones radiactivas.

6.203. Se implantarán sistemas para manipular los desechos radiactivos sólidos o concentrados y almacenarlos en el emplazamiento durante un plazo razonable.

Sistemas de apoyo y sistemas auxiliares

Requisito 60. Comportamiento de los sistemas de apoyo y los sistemas auxiliares

Los sistemas de apoyo y sistemas auxiliares de un reactor de investigación estarán diseñados de forma que su comportamiento esté en consonancia con la importancia para la seguridad que revista el sistema o componente al que sirvan en el reactor de investigación.

6.204. Será imposible que el fallo de un sistema auxiliar, independientemente de la importancia que revista para la seguridad, amenace la seguridad del reactor. Se adoptarán medidas adecuadas para evitar la emisión de sustancias radiactivas

al medio ambiente en caso de fallo de un sistema auxiliar que contenga material radiactivo.

Requisito 61. Sistemas de protección contra incendios

En toda la instalación de reactor de investigación se implantarán sistemas de protección contra incendios que incluyan sistemas de detección y extinción de incendios, barreras de contención del fuego y sistemas de control de humos, teniendo debidamente en cuenta los resultados del análisis del peligro de incendio.

6.205. Los sistemas de protección contra incendios que se implanten en el reactor de investigación podrán responder en condiciones de seguridad a los sucesos de incendio postulados. Al diseñar dichos sistemas se tendrá en cuenta la posibilidad de que en un conjunto crítico o subcrítico se llegue accidentalmente a la criticidad. Se tendrá en cuenta asimismo el riesgo de incendio provocado por experimentos.

6.206. Los sistemas de extinción de incendios serán capaces de activarse automáticamente en caso necesario y estarán diseñados y ubicados de modo que ni su ruptura ni su activación en falso o fortuita puedan mermar la capacidad de los elementos importantes para la seguridad.

6.207. Los sistemas de detección de incendios estarán diseñados para activar una alarma y proporcionar rápidamente información sobre la localización y propagación de todo incendio que en cualquier momento se declare en la instalación de reactor.

6.208. Los sistemas de detección y extinción de incendios necesarios para conferir protección contra un eventual incendio tras un suceso iniciador postulado estarán convenientemente cualificados para resistir los efectos de ese suceso iniciador postulado.

6.209. Siempre que sea posible se utilizarán en el conjunto de la instalación materiales no combustibles o ignífugos y resistentes al calor, especialmente en lugares como los medios de confinamiento y las salas de control.

Requisito 62. Sistemas de iluminación

Todas las zonas operacionales de una instalación de reactor de investigación contarán con una iluminación que resulte adecuada en estados operacionales y en condiciones de accidente.

Requisito 63. Sistemas de elevación

Toda instalación de reactor de investigación contará con un sistema destinado a hacer subir y bajar elementos importantes para la seguridad, así como otros elementos que estén cerca de ellos.

6.210. El equipo de elevación estará diseñado de tal modo que:

- a) incorpore medidas para impedir la elevación de cargas excesivas, incluidas las destinadas a programas de experimentación;
- b) incorpore medidas de diseño conservadoras para impedir toda caída accidental de cargas que pueda afectar a elementos importantes para la seguridad o causar un peligro radiológico (por ejemplo, un contenedor de combustible gastado);
- c) la distribución en planta de la instalación permita desplazar con seguridad el equipo de elevación y los elementos que se estén transportando, con arreglo a los itinerarios de carga seguros previamente analizados;
- d) cuente con cualificación sísmica cuando vaya a ser utilizado en zonas que alberguen elementos importantes para la seguridad;
- e) sea posible inspeccionar periódicamente el equipo de elevación.

Requisito 64. Sistemas de aire acondicionado y ventilación

Las distintas zonas de la instalación estarán dotadas de los sistemas de aire acondicionado, calefacción, refrigeración y ventilación que convengan para mantener las condiciones ambientales necesarias.

6.211. Los edificios de la instalación de reactor estarán dotados de sistemas de ventilación que tengan la capacidad adecuada para acondicionar y limpiar el aire, con el fin de:

- a) evitar la dispersión inaceptable de sustancias radiactivas en suspensión en el aire dentro de la instalación;
- b) reducir la concentración de sustancias radiactivas en suspensión en el aire hasta niveles compatibles con el acceso necesario del personal a la zona;

- c) mantener la presencia de sustancias radiactivas en suspensión en el aire en la instalación de reactor por debajo de los límites autorizados y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible;
- d) ventilar las salas que contengan gases inertes o tóxicos sin que se vea afectada la capacidad de controlar los efluentes radiactivos;
- e) asegurar que el sistema de filtración funcione en todo momento con la eficiencia necesaria y controlar las emisiones al medio ambiente de sustancias radiactivas gaseosas y mantenerlas por debajo de los límites de descarga autorizados y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible.

Requisito 65. Sistemas de aire comprimido

En la base de diseño de un sistema de aire comprimido que esté al servicio de un elemento importante para la seguridad de la instalación de reactor de investigación se especificarán la calidad, el caudal y la pureza del aire que deberá suministrar.

Requisito 66. Dispositivos de experimentación

Los dispositivos de experimentación de un reactor de investigación estarán diseñados de forma que no afecten negativamente a la seguridad del reactor en ningún estado operacional ni en condiciones de accidente. En particular, dichos dispositivos estarán diseñados de tal modo que ni al estar en funcionamiento ni al sufrir un fallo puedan inducir un cambio inaceptable en la reactividad del reactor, afectar al funcionamiento del sistema de protección del reactor, mermar la capacidad de refrigeración, poner en peligro el confinamiento o acarrear consecuencias radiológicas inaceptables.

6.212. Para cada dispositivo de experimentación asociado directa o indirectamente al reactor se establecerá una base de diseño. Los dispositivos de experimentación serán clasificados en función de su importancia para la seguridad, teniendo en cuenta el inventario radiactivo del dispositivo y las posibilidades de que genere o emita energía. Se realizará asimismo un análisis de seguridad, que incluirá un análisis de los daños que los sucesos iniciadores postulados del reactor ocasionarían en los dispositivos de experimentación y abarcará también la interacción de estos dispositivos con el reactor (véase también el párrafo 6.124).

6.213. Cuando sea necesario para la seguridad del reactor y la del experimento, en el diseño se incluirán los medios apropiados para monitorizar debidamente los parámetros de los experimentos en la sala de control del reactor.

6.214. El diseño de los experimentos y dispositivos de experimentación facilitará las operaciones para dismantelarlos, así como su almacenamiento provisional y disposición final.

7. EXPLOTACIÓN DE INSTALACIONES DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN

DISPOSICIONES ORGANIZATIVAS

Requisito 67. Responsabilidades de la entidad explotadora

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación asumirá la responsabilidad principal respecto de la seguridad durante la explotación de la instalación.

7.1. La responsabilidad principal en cuanto a la seguridad se asignará a la entidad explotadora de la instalación de reactor de investigación. Esta responsabilidad principal abarcará todas las actividades relacionadas directa e indirectamente con la explotación, incluidas las actividades de experimentos.³⁷ También abarcará la responsabilidad de supervisar las actividades de todos los demás grupos conexos, como los autores del diseño, suministradores, fabricantes y constructores, empleadores, contratistas y especialistas encargados de los experimentos, así como la responsabilidad respecto de la explotación de la instalación de reactor por la propia entidad explotadora. La entidad explotadora cumplirá esta responsabilidad en conformidad con su sistema de gestión [4].

³⁷ La explotación incluye todas las actividades realizadas para lograr el propósito para el cual se diseñó, construyó o modificó el reactor nuclear de investigación. Además de la explotación del reactor, cabe citar: el mantenimiento, el ensayo y la inspección; la manipulación del combustible y la manipulación de material radiactivo, incluida la producción de radioisótopos; la instalación, el ensayo y el funcionamiento de dispositivos experimentales; el uso de haces de neutrones; el uso de los sistemas del reactor de investigación para los fines de investigación y desarrollo, de enseñanza y capacitación; y otras actividades conexas.

7.2. La entidad explotadora establecerá una estructura de gestión apropiada para el reactor de investigación, así como toda la infraestructura necesaria para el funcionamiento del reactor. En la organización para la explotación del reactor (el personal directivo del reactor, véase la nota 21) estarán incluidos el director del reactor³⁸ y el personal de operaciones. La entidad explotadora velará por que se adopten disposiciones adecuadas para todas las funciones relacionadas con la explotación y utilización seguras de la instalación de reactor de investigación, como el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección, la protección radiológica, la garantía de calidad y los servicios de apoyo pertinentes.

7.3. La responsabilidad de la seguridad del reactor de investigación, que corresponde a la entidad explotadora, no será delegada. El director del reactor tendrá la responsabilidad directa y las facultades necesarias para la explotación segura del reactor de investigación.

7.4. La entidad explotadora determinará, de conformidad con el sistema de gestión, las funciones y responsabilidades de los puestos clave de la entidad para la explotación del reactor. En particular, la entidad explotadora establecerá claros grados de jerarquía y comunicación con el director del reactor, los comités de seguridad, el grupo de protección radiológica, los grupos de mantenimiento, el personal del sistema de gestión y los especialistas encargados de los experimentos.

7.5. Los puestos de plantilla que requieran una licencia o certificado se determinarán de conformidad con el marco jurídico del Estado. Estos puestos recibirán capacitación adecuada con arreglo a lo dispuesto por el órgano regulador (véanse asimismo los párrs. 7.13 a 7.22). En particular, de conformidad con los requisitos reglamentarios, el director del reactor³⁹, los supervisores de turno y los operadores del reactor poseerán una autorización (una licencia o certificado) emitida por el órgano regulador, la entidad explotadora o la autoridad competente.

7.6. En colaboración con el suministrador o el autor del diseño, la entidad explotadora tendrá la responsabilidad global de la preparación y terminación satisfactoria del programa de puesta en servicio (véase el párr. 7.51).

³⁸ 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.

³⁹ El director del reactor no ha de poseer necesariamente una licencia para explotar el reactor, pero debe haber cursado un programa de capacitación (véase el párr. 7.30).

7.7. La entidad explotadora preparará y publicará especificaciones y procedimientos de conformidad con la clasificación de las estructuras, sistemas y componentes y el sistema de gestión, en particular para la compra, la fabricación, la carga, la utilización, la descarga, el almacenamiento, el desplazamiento y el ensayo de elementos importantes para la seguridad, entre ellos el combustible nuclear y los componentes del núcleo y otros materiales fisibles sin irradiar o irradiados.

7.8. La entidad explotadora elaborará informes resumidos periódicos sobre asuntos relativos a la seguridad con arreglo a lo establecido por el órgano regulador y presentará estos informes al comité de seguridad y al órgano regulador, si resulta necesario.

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

- a) se publiquen políticas de seguridad que sean claramente comprendidas por todos;
- b) se establezca su comité asesor de seguridad;
- c) el diseño permita la explotación del reactor en condiciones de seguridad y que el reactor se construya con arreglo al diseño aprobado;
- d) se prepare y se mantenga actualizado un informe de análisis de la seguridad apropiado, de conformidad con el requisito 1;
- e) el proceso de puesta en servicio demuestre que se han satisfecho los requisitos de diseño y que el reactor puede explotarse de conformidad con los supuestos de diseño;
- f) esté establecido y en funcionamiento un sistema para notificar y examinar sucesos anormales;
- g) existan disposiciones de emergencia en el emplazamiento, incluido un plan y procedimientos de emergencia, que se hayan establecido y se mantengan de conformidad con la publicación GSR Part 7 [6];
- h) el reactor de investigación sea explotado y mantenido de conformidad con los requisitos de seguridad por parte de un personal debidamente cualificado y experimentado y certificado por las autoridades competentes;
- i) 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. 7.28 a 7.31);
- j) se provean recursos, instalaciones y servicios apropiados durante la explotación;

- k) se presente al órgano regulador la información sobre los sucesos que revistan importancia desde el punto de la seguridad cuya notificación al órgano regulador sea requerida, inclusión hecha de las evaluaciones de dichos sucesos y las medidas correctoras previstas;
- l) se fomente la cultura de la seguridad en la entidad para que las actitudes del personal y las acciones e interacciones de todas las personas y entidades propicien la ejecución de las actividades con seguridad durante la explotación de la instalación (véanse los párrs. 4.1 y 4.4);
- m) se haya establecido y se aplique un sistema de gestión integrada (véase la nota 15), de conformidad con un enfoque graduado (véanse los párrs. 4.7 a 4.13);
- n) el personal directivo del reactor reciba suficientes facultades y recursos para poder cumplir sus funciones con eficacia;
- o) el reactor de investigación se explote y mantenga de conformidad con los límites y condiciones operacionales y con los procedimientos operacionales (véanse los párrs. 7.32 a 7.34 y 7.57 a 7.62);
- p) se controlen los materiales fisiónables y radiactivos que se utilicen o generen;
- q) 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 perjudiciales graves y pueda impedirse su repetición;
- r) se aplique y supervise un programa de exclusión de objetos extraños, de conformidad con los requisitos reglamentarios.

Requisito 68. Estructura y funciones de la entidad explotadora

La estructura de la entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación y las funciones y responsabilidades de su personal se definirán y presentarán por escrito.

7.10. Se definirán claramente por escrito las responsabilidades, la estructura jerárquica y las líneas de comunicación interna y externa para la explotación segura del reactor de investigación en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente.

7.11. La estructura orgánica y las disposiciones relativas al desempeño de las funciones estarán documentadas en el informe de análisis de la seguridad y se pondrán a disposición del personal y, si fuera necesario, del órgano regulador. Se definirá la estructura de la entidad explotadora de modo que se especifiquen y

describan todas las funciones indispensables para una explotación en condiciones de seguridad. Los cambios que se propongan en la estructura orgánica y las medidas conexas que pudieran revestir importancia para la seguridad serán analizados con antelación por la entidad explotadora y presentados al órgano regulador para su aprobación.

7.12. Corresponderá a la entidad explotadora asegurar que se mantengan en el reactor de investigación los conocimientos, habilidades, aptitudes y competencia técnica en materia de seguridad necesarios y que se cumplan los objetivos fijados a largo plazo en relación con los recursos humanos y que se elaboren políticas de conservación de los conocimientos.

Requisito 69. Personal de operaciones

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación asignará al director del reactor la responsabilidad directa y las facultades para la explotación segura del reactor. Incumbirá al director del reactor la responsabilidad global de todos los aspectos de la explotación, la capacitación, el mantenimiento, el ensayo periódico, la inspección, la utilización y la modificación del reactor. El desempeño de esta función será el cometido primordial del director del reactor.

Director del reactor

7.13. El director del reactor documentará claramente los cometidos, las responsabilidades, la experiencia necesaria y los requisitos de capacitación del personal de operaciones y sus líneas de comunicación. También se documentarán claramente los cometidos, las responsabilidades y las 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).

7.14. 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, de conformidad con los límites y condiciones operacionales. Entre estos requisitos se incluye tanto el número de personas como los cometidos que deben estar autorizadas a desempeñar. Se determinará claramente y en todo momento la persona cualificada y 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 (véase asimismo el requisito 21 de la publicación GSR Part 7 [6]).

7.15. El director del reactor se encargará de garantizar que el personal seleccionado para la explotación del reactor reciba la capacitación y el readiestramiento necesarios para la explotación segura y eficiente del reactor y que esta capacitación y readiestramiento sean evaluados debidamente. Se impartirá capacitación adecuada sobre los procedimientos que se seguirán en los estados operacionales y las condiciones de accidente (véanse los párrs. 7.57 a 7.62 de la presente publicación y el requisito 25 de la publicación GSR Part 7 [6]).

7.16. No obstante la presencia de personal de protección radiológica independiente (véase el párr. 7.23), el personal de operaciones, incluido el personal de apoyo técnico y los especialistas encargados de los experimentos, recibirán capacitación adecuada en protección radiológica antes de empezar a desempeñar sus tareas. Se impartirá periódicamente capacitación de perfeccionamiento sobre protección radiológica operacional.

7.17. El programa detallado para la explotación y el uso del reactor de investigación con fines experimentales se elaborará por anticipado y será sometido a la aprobación del director del reactor.

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

7.19. El director del reactor examinará periódicamente la explotación del reactor de investigación, incluidos los experimentos, y adoptará medidas correctoras apropiadas con respecto a los problemas especificados. El director del reactor procurará el asesoramiento de los comités de seguridad o pedirá a los asesores que examinen las cuestiones importantes para la seguridad que surjan en la puesta en servicio, la explotación, el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección, la modificación del reactor y los experimentos (véase el párr. 7.26).

Personal de operaciones

7.20. El personal de operaciones explotará la instalación de conformidad con los límites y condiciones operacionales y los procedimientos operacionales aprobados (véanse los párrs. 7.32 a 7.34 y 7.57 a 7.62). El volumen y el tipo de personal de operaciones necesarios dependerán de los aspectos de diseño del reactor, como el nivel de potencia, el ciclo de trabajo y la utilización.

7.21. Todos los miembros del personal de operaciones que posean licencia o autorización tendrán facultades para poner el reactor en régimen de parada en aras de la seguridad.

7.22. La entidad explotadora establecerá un grupo de mantenimiento para aplicar los programas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección, según se establece en los párrs. 7.38 a 7.39.

Personal de protección radiológica

7.23. 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 a la entidad explotadora sobre los asuntos relativos a la protección radiológica. En el Requisito 84, párrs. 7.107 a 7.114 figura una descripción al respecto.

Personal de apoyo suplementario

7.24. La entidad explotadora adoptará disposiciones para contratar personal técnico suplementario⁴⁰, como oficiales de capacitación, oficiales de seguridad y químicos de reactores.

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

Comité de seguridad del reactor

7.26. El comité de seguridad del reactor (o el grupo asesor) prestará asesoramiento al director del reactor acerca de los aspectos de seguridad relativos a la explotación y utilización diarias del reactor de investigación. 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.

7.27. Independientemente de cualquier asesoramiento del comité de seguridad de la entidad explotadora (ver requisito 6), el director del reactor (véase el párr. 7.3) tendrá facultades para rechazar o demorar un experimento o modificación que

⁴⁰ Es posible que las instalaciones con un bajo nivel de peligro potencial no tengan necesidad de estos puestos. No obstante, dichas funciones deben ser atendidas en estas instalaciones.

no considere seguro y tendrá la potestad de remitir esa propuesta a una autoridad superior para que la vuelva a examinar.

Requisito 70. Capacitación, readiestramiento y cualificación del personal

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por que las funciones relativas a la seguridad sean desempeñadas por personal debidamente cualificado, competente y apto para desempeñar sus cometidos.

7.28. La entidad explotadora definirá claramente los requisitos relativos a la cualificación y competencia a fin de asegurar que el personal que desempeñe funciones relacionadas con la seguridad sea capaz de cumplir sus obligaciones en condiciones de seguridad. Para ocupar determinados puestos relacionados con la explotación quizás se precise una autorización oficial o una licencia.

7.29. Se seleccionará personal debidamente cualificado, que recibirá la capacitación e instrucción necesarias para poder desempeñar sus obligaciones correctamente en las distintas situaciones operacionales y en condiciones de accidente, de conformidad con los procedimientos adecuados. Las funciones relacionadas con la seguridad serán desempeñadas por personal debidamente cualificado, competente y apto para desempeñar sus cometidos.

7.30. Se establecerán y mantendrán programas adecuados de capacitación y readiestramiento para el personal de operaciones, inclusión hecha del director del reactor, los supervisores de turno, los operadores del reactor, el personal de protección radiológica, el personal de mantenimiento y otras personas que trabajen en la instalación de reactor de investigación. El programa de capacitación incluirá mecanismos para la confirmación periódica de la competencia del personal, que serán documentados, y para su perfeccionamiento con carácter regular. La capacitación de perfeccionamiento comprenderá también disposiciones para el readiestramiento de personal que no haya desempeñado sus funciones autorizadas durante periodos prolongados. La capacitación hará hincapié en la importancia de la seguridad en todos los aspectos de la explotación del reactor y fomentará la cultura de la seguridad.

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

Requisito 71. Límites y condiciones operacionales

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por que la explotación del reactor de investigación se realice de conformidad con los límites y condiciones operacionales.

7.32. Los límites y condiciones operacionales constituirán una parte importante de los fundamentos sobre los cuales la entidad explotadora estará autorizada a explotar la instalación de reactor de investigación. La explotación de la instalación se realizará dentro de los límites y condiciones operacionales a fin de evitar situaciones que pudieran dar lugar a incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente, así como de mitigar las consecuencias de tales sucesos si llegaran a producirse. Los límites y condiciones operacionales se establecerán con el fin de asegurar que la explotación del reactor se realice de conformidad con los supuestos y el propósito del diseño, así como de conformidad con las condiciones de la licencia.

7.33. Los límites y condiciones operacionales reflejarán las medidas previstas en el diseño final y señaladas en el informe de análisis de la seguridad. El conjunto de límites y condiciones operacionales importantes para la seguridad del reactor, incluidos los límites de seguridad, los puntos de tarado del sistema de seguridad, las condiciones restrictivas para la explotación en condiciones de seguridad, los requisitos de vigilancia, ensayo y mantenimiento y los requisitos de carácter administrativo, serán establecidos y presentados al órgano regulador para su examen y evaluación y para su aprobación antes del comienzo del funcionamiento. Todos los límites y condiciones operacionales se justificarán con un análisis o una declaración por escrito de las razones de su adopción.

7.34. Los límites y condiciones operacionales serán debidamente definidos, claramente establecidos y adecuadamente sustanciados (por ejemplo, se indicarán sin ambigüedad el objetivo de cada uno de los límites y condiciones operacionales, su aplicabilidad y su especificación, es decir, su límite especificado y su base). La selección de los límites y condiciones operacionales y los valores establecidos para ellos se basará en el análisis de seguridad, en el diseño del reactor o en los aspectos asociados a la ejecución de las operaciones, y será compatible de forma demostrable con el informe del análisis de seguridad actualizado, reflejará la situación actual del reactor y se ajustará a las condiciones que imponga el órgano regulador para conceder la licencia.

Límites de seguridad

7.35. Se establecerán límites de seguridad para mantener la integridad de las barreras físicas que protegen contra la emisión incontrolada de material radiactivo o contra las exposiciones por encima de los límites reglamentarios.

Puntos de tarado del sistema de seguridad

7.36. Los puntos de tarado del sistema de seguridad se definirán de manera que no se superen los límites de seguridad.

Condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro

7.37. Se establecerán condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro para garantizar márgenes aceptables entre los valores operacionales normales y los puntos de tarado del sistema de seguridad. Las condiciones restrictivas para el funcionamiento seguro incluirán límites de parámetros operacionales, requisitos relativos a la disponibilidad mínima de equipo operable y niveles mínimos de dotación de personal, así como las medidas establecidas que deberá adoptar el personal de operaciones para mantener los puntos de tarado del sistema de seguridad.

Requisitos de mantenimiento, ensayo periódico e inspección

7.38. Se establecerán requisitos respecto de la frecuencia y el alcance de las inspecciones, los ensayos periódicos y el mantenimiento, 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 del informe de análisis de la seguridad.

7.39. Los requisitos de mantenimiento, vigilancia, ensayo periódico e inspección incluirán una especificación que defina claramente los objetivos y la aplicabilidad, establezca la frecuencia de ejecución de las actividades y defina criterios de desviaciones aceptables. Para lograr flexibilidad operacional, en la especificación se determinará la frecuencia de las actividades en función de intervalos medios con un máximo que no deberá rebasarse. Los aplazamientos que superen el intervalo máximo estarán justificados y sujetos a aprobación, y se establecerán medidas de seguridad cuando sea necesario.

Requisitos administrativos

7.40. En los límites y condiciones operacionales se incluirán los requisitos o controles administrativos asociados a la estructura orgánica y las responsabilidades inherentes a los puestos clave con vistas a la explotación segura del reactor, la dotación de personal, la capacitación y el 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 los límites y condiciones operacionales.

Transgresiones de los límites y condiciones operacionales

7.41. En caso de que la explotación del reactor se desvíe de uno o más de los límites y condiciones operacionales, se adoptarán medidas correctoras.

7.42. Se establecerán medidas que deberá adoptar el personal de operaciones en un intervalo de tiempo permitido en caso de que se infrinja una condición restrictiva para la explotación segura. El personal directivo del reactor llevará a cabo una investigación de la causa y las consecuencias y tomará las medidas apropiadas para evitar una repetición. Se notificará al órgano regulador oportunamente.

7.43. Si se supera un límite de seguridad, el reactor se pondrá en régimen de parada y se mantendrá en condiciones de seguridad, y se llevarán a cabo inspecciones de los elementos importantes para la seguridad que se vean amenazados. 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.

Requisito 72. Actividades relacionadas con la seguridad

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por que las actividades relacionadas con la seguridad se analicen y controlen adecuadamente a fin de que los riesgos asociados a los efectos nocivos de la radiación ionizante tengan el valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

7.44. Se evaluarán todas las actividades operacionales rutinarias y no rutinarias para determinar posibles riesgos asociados a los efectos nocivos de la radiación

ionizante. El grado de evaluación y control dependerá de la importancia de la tarea para la seguridad.

7.45. Todas las actividades importantes desde el punto de vista de la seguridad se llevarán a cabo de conformidad con procedimientos escritos aprobados a fin de que la explotación del reactor de investigación se realice dentro de los límites y condiciones operacionales establecidos. Se velará por disponer de márgenes aceptables entre los valores operacionales normales y los puntos de tarado del sistema de seguridad establecido con objeto de evitar que los sistemas de seguridad se activen con excesiva frecuencia (véase el párr. 7.37).

7.46. No se realizarán experimentos sin el examen y la justificación correspondientes. Si es preciso realizar una operación o un ensayo no rutinario que no esté contemplado en los procedimientos operacionales existentes, se llevará a cabo un examen de la seguridad específico y se elaborará y someterá a aprobación un procedimiento especial conforme a los reglamentos nacionales u otros reglamentos pertinentes.

PUESTA EN SERVICIO

Requisito 73. Programa de puesta en servicio

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación asegurará que se establezca y aplique un programa de puesta en servicio del reactor de investigación.

7.47. Se preparará un programa adecuado de puesta en servicio para los ensayos 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. El programa de puesta en servicio incluirá toda la gama de condiciones de las instalaciones que se requieren en el diseño. 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 las estructuras, sistemas y componentes en función de su importancia para la seguridad, el calendario de ensayos, 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.

7.48. Durante la construcción y puesta en servicio, se realizará una comparación entre la instalación de reactor de investigación conforme a obra y sus parámetros de diseño. Se establecerá un proceso amplio en el marco del sistema de gestión de la entidad explotadora para resolver las disconformidades en el diseño, la fabricación, la construcción y la explotación. Se presentarán por escrito y se examinarán soluciones para corregir las diferencias respecto del diseño inicial y las disconformidades antes de que comience la puesta en servicio.

7.49. El programa pormenorizado 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.

7.50. Durante la puesta en servicio del reactor se prestará la debida atención a los dispositivos experimentales y a su repercusión potencial en las operaciones del reactor. Los dispositivos experimentales estarán sujetos a un programa adecuado de puesta en servicio antes de ser puestos en funcionamiento.

Organización y responsabilidades inherentes a la puesta en servicio

7.51. En la preparación y ejecución del programa de puesta en servicio participarán la entidad explotadora, los autores del diseño y los fabricantes. En el proceso de puesta en servicio se establecerá un vínculo de cooperación entre la entidad explotadora y el suministrador que sirva de medio eficaz para familiarizar a la entidad explotadora con las características del reactor en particular. El órgano regulador y la entidad explotadora mantendrán una estrecha cooperación durante todo el proceso de puesta en servicio. En particular, los resultados y análisis de los ensayos que guarden relación directa con la seguridad se pondrán 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

7.52. Los ensayos de puesta en servicio se organizarán en grupos de funciones y en una secuencia lógica. Esta secuencia comprende: ensayos antes de la explotación; 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 concluido satisfactoriamente las etapas anteriores requeridas. Por lo tanto, el programa de puesta en servicio se dividirá en fases, que se suelen organizar en el siguiente orden de secuencia:

- a) fase A: ensayos previos a la carga de combustible;

- b) fase B: ensayos de carga de combustible, ensayos iniciales de criticidad y ensayos a baja potencia⁴¹;
- c) fase C: ensayos con ascenso de potencia y ensayos a potencia.

Procedimientos e informes en relación con la puesta en servicio

7.53. Se elaborarán procedimientos, que se examinarán y se someterán a aprobación para cada ensayo de la puesta en servicio antes de que comiencen los ensayos. Las actividades de puesta en servicio se llevarán a cabo de conformidad con 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.

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

7.55. Se prepararán procedimientos de puesta en servicio que comprendan el alcance, la secuencia y los resultados previstos de esos ensayos con el nivel de detalle apropiado y con arreglo al programa de garantía de calidad. Los informes de la puesta en servicio serán conservados durante toda la vida útil de la instalación, incluida la etapa de clausura. Los informes abarcarán lo siguiente:

- a) la finalidad de los ensayos y los resultados previstos;
- b) las disposiciones de seguridad que hayan de aplicarse durante los ensayos;
- c) las precauciones y los 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 procede, y todas las medidas correctoras necesarias.

7.56. Los resultados de todos los ensayos de puesta en servicio, tanto si son ejecutados por un miembro de la entidad explotadora como por un suministrador,

⁴¹ Es posible que los ensayos iniciales de criticidad y los ensayos a baja potencia y la fase C del programa de puesta en servicio no se apliquen a los conjuntos subcríticos, siempre que se haya verificado una subcriticidad suficiente (p. ej., por medio de cálculos $1/M$, en los que M es el factor de multiplicación subcrítico de neutrones).

se pondrán a disposición de la entidad explotadora y se conservarán durante la vida útil de la instalación.

Requisito 74. Procedimientos operacionales

Se elaborarán procedimientos operacionales para el reactor de investigación que se aplicarán de manera general (para el reactor y sus instalaciones conexas) al funcionamiento normal, los incidentes operacionales previstos y las condiciones de accidente, de conformidad con la política de la entidad explotadora y los requisitos del órgano regulador.

7.57. Se elaborarán procedimientos aplicables al funcionamiento normal a fin de garantizar que la explotación del reactor se realice dentro de los límites y condiciones operacionales.

7.58. Se elaborarán procedimientos operacionales para todas las actividades relacionadas con la seguridad que puedan efectuarse durante toda la vida útil de la instalación, en particular para:

- a) la puesta en servicio;
- b) la explotación en condiciones de funcionamiento normal⁴²;
- c) el mantenimiento de los componentes o sistemas principales que puedan influir en la seguridad del reactor;
- d) las inspecciones, calibraciones y ensayos periódicos de las estructuras, sistemas y componentes que sean fundamentales para el funcionamiento seguro del reactor;
- e) las actividades de protección radiológica;
- f) el proceso de examen y aprobación para la explotación y el mantenimiento y la aplicación de irradiaciones y experimentos que puedan influir en la seguridad del reactor o la reactividad del núcleo;
- g) la respuesta del explotador del reactor a incidentes operacionales previstos y accidentes base de diseño, y en la medida posible, a condiciones adicionales de diseño;

⁴² Funcionamiento normal es aquel que se desarrolla dentro de los límites y condiciones operacionales especificados. En el caso de un reactor de investigación, quedan comprendidos el arranque, el funcionamiento a baja potencia y potencia nominal, el régimen de parada, la parada, el mantenimiento, el ensayo y la recarga.

- h) las emergencias⁴³;
- i) la manipulación de los desechos radiactivos y el control y la vigilancia de las emisiones radiactivas;
- j) la utilización;
- k) las modificaciones;
- l) el sistema de gestión.

7.59. Estos procedimientos serán elaborados por el personal de operaciones del reactor, en colaboración con el autor del diseño y el fabricante siempre que sea posible, así como con otros empleados de la entidad explotadora, incluido el personal de protección radiológica. Los procedimientos operacionales serán compatibles con los límites y condiciones operacionales y contribuirán a su observancia.

7.60. Los procedimientos operacionales se examinarán y actualizarán periódicamente sobre la base de las enseñanzas extraídas de la experiencia operacional, si surge la necesidad, con arreglo a procedimientos internos previamente determinados. Se comunicarán los que sean aplicables al modo particular de explotación del reactor.

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

7.62. Cuando se proyecten actividades no estipuladas en los procedimientos vigentes, se formulará un procedimiento apropiado, que será examinado y recibirá la aprobación pertinente antes del comienzo de la actividad. Se impartirá capacitación suplementaria sobre estos procedimientos al personal que corresponda.

Requisito 75. Sala de control principal, sala de control suplementaria y equipo de control

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por que las salas y el equipo de control de la explotación se mantengan en condiciones idóneas.

⁴³ Los procedimientos de emergencia se desarrollan como elemento de disposiciones de emergencia independientes (véanse los párrs. 7.89 a 7.93) y de conformidad con la publicación GSR Part 7 [6].

7.63. Se mantendrán la habitabilidad y el buen estado de las salas de control. En los casos en que el diseño del reactor de investigación prevea salas de control locales o adicionales para el control de experimentos que pudieran afectar a las condiciones del reactor, se establecerán líneas de comunicación bien definidas que aseguren la adecuada transmisión de la información a los operadores de la sala de control principal.

7.64. La sala de control complementaria o un panel de parada y todas las demás salas de control locales o paneles operacionales relacionados con la seguridad ubicados fuera de la sala de control se mantendrán operables y libres de obstáculos o materiales no indispensables que pudieran impedir su funcionamiento. La entidad explotadora confirmará periódicamente que la sala de control complementaria o el panel de parada y los otros paneles operacionales relacionados con la seguridad se encuentran en condiciones adecuadas de disponibilidad operacional, lo que incluye documentación, comunicaciones y sistemas de alarma, así como el suministro de energía eléctrica suficiente.

7.65. Se establecerá una jerarquía de prioridad entre las salas de control principal y las salas de control complementarias a fin de evitar (p. ej., mediante enclavamientos) que se reciban datos contrapuestos de distintas salas o paneles de control.

Requisito 76. Condiciones materiales y mantenimiento

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación elaborará y aplicará programas para mantener un elevado nivel de condiciones materiales, mantenimiento y limpieza en todas las zonas de trabajo.

7.66. Se establecerán controles administrativos para asegurar que los locales y el equipo operacionales se mantengan en buenas condiciones, estén adecuadamente iluminados y sean accesibles, y que el almacenamiento provisional esté controlado y limitado. El equipo degradado (por ejemplo, a causa de fugas, corrosión, partes sueltas o daños del aislamiento térmico) se identificará, notificará y corregirá oportunamente.

7.67. Corresponderá a la entidad explotadora velar por que la identificación y el etiquetado del equipo de seguridad y relacionado con la seguridad de las salas, de las tuberías y de los instrumentos sean exactos y legibles, estén bien conservados y no introduzcan ninguna degradación.

Requisito 77. Mantenimiento, ensayo periódico e inspección

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por el establecimiento y la aplicación de programas eficaces de mantenimiento, ensayo periódico e inspección.

7.68. El mantenimiento (tanto el mantenimiento preventivo como el mantenimiento correctivo), los ensayos periódicos y la inspección se llevarán a cabo de manera que garanticen que las estructuras, sistemas y componentes estén en condiciones de funcionar de conformidad con el propósito del diseño, según los límites y condiciones operacionales.

7.69. Los programas de mantenimiento, ensayos periódicos e inspección serán examinados a intervalos regulares para incorporar las enseñanzas extraídas de la experiencia. Todas las actividades de mantenimiento, ensayo periódico e inspección 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. De conformidad con los requisitos del sistema de gestión, se utilizará un sistema de permisos de trabajo para las labores de mantenimiento, ensayo periódico e inspección que establezca, entre otras cosas, procedimientos y listas de comprobación apropiados para antes y después de concluir los trabajos. Estos procedimientos incluirán criterios de aceptación. Habrá una estructura claramente definida de examen y aprobación para la realización de los trabajos.

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

7.71. La decisión de realizar labores de mantenimiento en el equipo instalado, de retirar equipo en funcionamiento con fines de mantenimiento o de reinstalar equipo después de efectuar labores de mantenimiento:

- a) será responsabilidad del director del reactor;
- b) estará en conformidad con el objetivo de mantener el nivel de seguridad del reactor especificado en los límites y condiciones operacionales.

7.72. La frecuencia de mantenimiento, ensayo periódico e inspección de las distintas estructuras, sistemas y componentes se ajustará en función de la experiencia y será de tal índole que garantice una fiabilidad adecuada, con arreglo a los requisitos establecidos en los párrs. 6.73 a 6.75.

7.73. El equipo y los elementos utilizados para el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección serán señalados y controlados para asegurar su uso correcto.

7.74. No se efectuará el mantenimiento de manera que traiga consigo cambios de diseño del sistema objeto del mantenimiento, de forma deliberada o accidental. Si una actividad de mantenimiento exige un cambio de diseño, se aplicarán los procedimientos para efectuar la modificación.

7.75. Los resultados de las actividades de mantenimiento, ensayo periódico e inspección serán evaluados por personal debidamente cualificado, que verificará que las actividades se han realizado según lo especificado en el procedimiento apropiado y que se han cumplido los límites y condiciones operacionales.

7.76. El comité de seguridad y el órgano regulador serán informados de cualquier disconformidad importante para la seguridad. Se efectuará una evaluación del efecto de la disconformidad en el programa de mantenimiento.

Requisito 78. Gestión del núcleo y manipulación del combustible

Se establecerán procedimientos de gestión del núcleo y de manipulación del combustible de una instalación de reactor de investigación para garantizar el cumplimiento de los límites y condiciones operacionales y la coherencia con el programa de utilización.

7.77. La gestión del núcleo y la manipulación del combustible comprenden el proceso de traslado, almacenamiento, transferencia, embalaje y transporte del combustible sin irradiar e irradiado y otros componentes del núcleo. Los requisitos de seguridad aplicables se documentarán en los límites y condiciones operacionales y se aplicarán los procedimientos pertinentes.

7.78. Los componentes del núcleo y el combustible cargado en el núcleo del reactor cumplirán con los requisitos de calidad establecidos en el sistema de gestión.

7.79. Para garantizar núcleos operacionales seguros, además de demostrar la conformidad con el informe de análisis de la seguridad y los límites y condiciones operacionales, la entidad explotadora:

- a) determinará, empleando métodos y códigos validados, la ubicación del combustible y los reflectores, las posiciones adecuadas de los dispositivos experimentales y los moderadores en el núcleo y la eficacia de los dispositivos de seguridad (como barras absorbentes de neutrones, válvulas para verter el moderador y venenos consumibles), así como los parámetros termohidráulicos y neutrónicos;
- b) analizará las posibles interacciones (tanto químicas como físicas) entre los componentes del núcleo y con los dispositivos experimentales;
- c) mantendrá y actualizará la información sobre los parámetros de configuración del combustible y el núcleo. Esta tarea comprende mantener actualizados los datos en todo momento para respaldar la contabilidad y el control del inventario de material nuclear en la instalación;
- d) cargará el combustible de conformidad con los procedimientos de manipulación del combustible y gestión del núcleo;
- e) asegurará 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 límites y condiciones operacionales para el reactor, y detectando, individualizando y descargando el combustible averiado;
- f) cargará el combustible nuclear irradiado cuando proceda, y según corresponda⁴⁴, de conformidad con los valores de quemado fijados en los límites y condiciones operacionales.

7.80. 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 de gestión del núcleo, como por ejemplo:

- a) la evaluación de las consecuencias para la seguridad de cualquier componente o material del núcleo que se haya propuesto someter a irradiación;

⁴⁴ Los reactores de investigación de baja potencia y los conjuntos subcríticos suelen tener un núcleo para toda su vida útil que en los límites y condiciones operacionales podría especificarse en función de factores distintos del quemado (p. ej., de la finalización del programa experimental). No obstante, el valor del quemado máximo es uno de los parámetros que se contempla para determinar la vida útil del núcleo.

- b) la ejecución de investigaciones sobre las causas de los fallos del combustible y de los fallos de los experimentos y los medios para evitar esos fallos;
- c) la evaluación de los efectos de la irradiación en los componentes y materiales de la estructura de apoyo del núcleo.

7.81. Se elaborarán procedimientos para la manipulación de los conjuntos combustibles y los componentes del núcleo con objeto de garantizar su calidad y seguridad y de evitar su deterioro o degradación. Asimismo, se establecerán límites y condiciones operacionales y se elaborarán procedimientos para corregir los fallos de los elementos combustibles, las barras de control del reactor, los reflectores o moderadores, los dispositivos experimentales y todos los demás componentes del núcleo a fin de minimizar el volumen de emisiones de materiales radiactivos.

7.82. La integridad del núcleo del reactor y del combustible será objeto de monitorización continua mediante un sistema de detección de fallos de integridad del plaqueado (p. ej., mediante la monitorización de la actividad de los productos de fisión en el refrigerante del reactor). El combustible averiado se almacenará de manera que se evite la emisión de materiales radiactivos, mientras se sigue manteniendo el grado de evacuación y el blindaje del calor residual y las condiciones de subcriticidad.

7.83. El embalaje y transporte de los conjuntos combustibles sin irradiar e irradiados se llevará a cabo de conformidad con los requisitos nacionales e internacionales y, según corresponda, en consonancia con la publicación SSR-16 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos* (Edición de 2012) [14].

7.84. Se mantendrá un sistema de registros exhaustivo en consonancia con el sistema de gestión que abarque los aspectos de la gestión del núcleo y la manipulación y el almacenamiento del combustible y los componentes del núcleo.

Requisito 79. Seguridad contra incendios

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación dispondrá lo necesario para garantizar la seguridad contra incendios.

7.85. Las disposiciones adoptadas por la entidad explotadora para garantizar la seguridad contra incendios abarcarán las siguientes funciones: gestionar adecuadamente la seguridad contra incendios; evitar que se produzcan incendios;

detectar y extinguir rápidamente los incendios que se produzcan; prevenir la propagación de los incendios que no se hayan extinguido; y proteger contra los incendios las estructuras, sistemas y componentes necesarios para someter el reactor a régimen de parada de forma segura. Esas disposiciones incluirán, aunque no de forma excluyente:

- a) la aplicación del principio de defensa en profundidad;
- b) el control de materiales combustibles y fuentes de ignición;
- c) el mantenimiento, ensayo e inspección de las medidas de protección contra incendios;
- d) el establecimiento de un mecanismo manual de extinción de incendios en la instalación de reactor;
- e) la asignación de responsabilidades, y la capacitación y ejercitación del personal;
- f) la evaluación del efecto de las modificaciones en las medidas de seguridad contra incendios.

7.86. En las disposiciones relativas a la extinción de incendios se prestará especial atención a los casos en que exista un riesgo de emisión de material radiactivo durante un incendio. Se establecerán medidas adecuadas para la protección radiológica del personal de extinción de incendios y para la gestión de emisiones de material radiactivo al medio ambiente.

7.87. Se elaborará un análisis exhaustivo de los peligros de incendio en el reactor de investigación y las instalaciones conexas, que se revisará periódicamente y se actualizará cuando sea necesario.

Requisito 80. Seguridad no relacionada con las radiaciones

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará un programa para garantizar que los riesgos de seguridad asociados a los peligros no relacionados con las radiaciones, a los que está expuesto el personal que participa en las actividades de la instalación de reactor, se mantengan en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

7.88. El programa de seguridad no relacionada con las radiaciones⁴⁵ incluirá disposiciones para la planificación, la aplicación, el seguimiento y el examen de las medidas de prevención y protección pertinentes, y se integrará en el programa de seguridad nuclear y radiológica. Todos los miembros del personal, suministradores, contratistas y visitantes recibirán capacitación apropiada para lograr los conocimientos y sensibilización necesarios sobre el programa de seguridad no relacionada con las radiaciones y su interrelación con el programa de seguridad nuclear y radiológica, y cumplirán las normas y prácticas de seguridad de ese programa. La entidad explotadora brindará apoyo, orientación y asistencia al personal en lo concerniente a los peligros no relacionados con las radiaciones.

Requisito 81. Preparación para emergencias

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación elaborará disposiciones de emergencia en relación con la preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica.

7.89. Las disposiciones de emergencia serán proporcionales a los peligros evaluados y las posibles consecuencias de una emergencia en caso de que se produzca. Las disposiciones de emergencia abarcarán la capacidad de mantener la protección y la seguridad en caso de emergencia; la mitigación de las consecuencias de los accidentes, de llegar a producirse; la protección del personal del emplazamiento y del público; la protección del medio ambiente; y la comunicación oportuna con el público. Formarán parte de esas disposiciones las relativas a la declaración y la notificación tempranas de una emergencia; la puesta en marcha oportuna de una respuesta coordinada y planificada previamente; la evaluación del progreso de la emergencia, sus consecuencias y cualquier acción que deba adoptarse en el emplazamiento; y el suministro de información a las autoridades fuera del emplazamiento, según sea necesario. Se establecerán las disposiciones de emergencia apropiadas desde el momento en que el combustible nuclear se reciba por primera vez en el emplazamiento, y todas se ultimarán antes del comienzo de la carga del combustible.

7.90. La entidad explotadora preparará disposiciones de emergencia que comprenderán planes y procedimientos de emergencia para la preparación y la respuesta en el emplazamiento a una emergencia relacionada con el reactor de investigación que administra, y demostrará y proporcionará al órgano regulador

⁴⁵ La “seguridad no relacionada con las radiaciones” hace referencia a los peligros distintos de los relacionados con las radiaciones; a veces se denomina “seguridad industrial” o “seguridad convencional”.

garantías de que las disposiciones de emergencia prevén una respuesta eficaz en el emplazamiento. Las disposiciones de emergencia en el emplazamiento se coordinarán con las que apliquen las entidades de respuesta que cumplen funciones en la preparación y respuesta para casos de emergencia, según proceda (véase la publicación GSR Part 7 [6]). Los planes y los procedimientos de emergencia se basarán en los accidentes analizados en el informe de análisis de la seguridad así como en los postulados adicionalmente para los fines de la preparación y respuesta para casos de emergencia atendiendo a la evaluación de riesgos. Los planes y los procedimientos de emergencia estarán sujetos a la aprobación del órgano regulador, según corresponda.

7.91. Todo el personal que participe en la respuesta a una emergencia relacionada con el reactor de investigación estará cualificado y será capacitado y readiestrado periódicamente de conformidad con las funciones que le hayan sido asignadas, y será apto para desempeñar las tareas que se le encomienden (véase la publicación GSR Part 7 [6]). Formarán parte de la respuesta a emergencias personas con conocimientos actualizados de las operaciones del reactor, por ejemplo, el director del reactor o un funcionario delegado cualificado. Todas las personas en el emplazamiento recibirán instrucciones sobre las medidas que deberán adoptar en una emergencia. Las instrucciones se colocarán en lugares bien visibles.

7.92. Se realizarán ejercicios, a intervalos adecuados, para poner a prueba las disposiciones de emergencia. En ellos participarán, en la medida en que sea factible, todas las personas a las que se hayan asignado funciones en la respuesta a emergencias. Los resultados de los ejercicios serán examinados y, según proceda, las enseñanzas extraídas serán incorporadas en las revisiones de las disposiciones de emergencia. Los planes y los procedimientos de emergencia serán examinados periódicamente y se revisarán según se requiera para que se incorpore la retroinformación obtenida de la experiencia y demás cambios (p. ej., los datos de contacto del personal de emergencias).

7.93. Las instalaciones, los instrumentos, las herramientas, el equipo, la documentación y los sistemas de comunicación que deban utilizarse en una emergencia, en particular los necesarios para la comunicación con las autoridades fuera del emplazamiento, se mantendrán disponibles para su uso en una gama de emergencias postuladas. Se conservarán en buenas condiciones de funcionamiento, de manera que sea improbable que se vean afectadas o queden inservibles como resultado del accidente o de un suceso iniciador. La entidad explotadora velará por que la información pertinente sobre los parámetros de seguridad del reactor de investigación y las condiciones de las instalaciones esté disponible en el centro de emergencias y que haya una comunicación eficaz

entre las salas de control y el centro de emergencias en caso de accidente. Esa capacidad se comprobará periódicamente.

Requisito 82. Registros e informes

La entidad explotadora de la instalación de reactor de investigación creará y mantendrá un sistema de control de registros e informes.

7.94. Para la explotación segura del reactor, la entidad explotadora conservará 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.

7.95. Se formularán procedimientos administrativos compatibles con el sistema de gestión 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.

7.96. Se elaborarán y conservarán registros de disconformidades y las medidas adoptadas para remediarlas en el reactor de investigación, que se pondrán a disposición del órgano regulador. La entidad explotadora especificará los registros que se conservarán y su tiempo de conservación, en cumplimiento de los requisitos reglamentarios.

7.97. Las disposiciones adoptadas para archivar y mantener los registros e informes serán conformes con el sistema de gestión. El sistema de gestión de documentos garantizará que los documentos obsoletos se archiven y que el personal utilice solo la última versión aprobada de cada uno.

Requisito 83. Utilización y modificación de un reactor de investigación

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará un programa para gestionar la utilización y las modificaciones del reactor.

7.98. La entidad explotadora tendrá la responsabilidad principal de todos los aspectos de seguridad vinculados a la preparación y ejecución de una modificación o experimento. Podrá asignar o subcontratar la ejecución de determinadas tareas a otras entidades, pero no delegará sus responsabilidades.

7.99. La entidad explotadora se encargará de velar por que:

- a) se efectúen análisis de seguridad sobre la utilización o modificación propuestas para verificar que todos los requisitos y disposiciones de seguridad aplicables se han satisfecho;
- b) la documentación de seguridad pertinente para el experimento o la modificación se prepare y presente (entregue) a la autoridad competente para su aprobación;
- c) la vía de disposición de todos los materiales irradiados en el experimento esté definida y sujeta a aprobación;
- d) todo el personal que participará en la elaboración o aplicación de una modificación propuesta o en la ejecución de la utilización propuesta esté debidamente capacitado y cualificado y posea la experiencia necesaria;
- e) todos los documentos afectados por el experimento o la modificación que guarden relación con los elementos de seguridad del reactor, como los informes de análisis de la seguridad, los límites y condiciones operacionales y los procedimientos pertinentes de explotación, mantenimiento y emergencias, estén actualizados según corresponda, antes de la nueva utilización o de la puesta en servicio de la modificación;
- f) se apliquen las precauciones y los controles de seguridad con respecto a todo el personal que participe en el experimento o la modificación.

7.100. 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 según la importancia que tenga para la seguridad la propuesta o sobre la base de una declaración que indique si el cambio propuesto pondrá o no el reactor fuera de los límites y condiciones operacionales. Se establecerán condiciones límite para una operación segura (véase el párr. 7.37) del dispositivo, que se incorporarán según proceda en los límites y condiciones operacionales del reactor de investigación.

7.101. Los proyectos de utilización y modificación (incluidas las modificaciones provisionales, véase el párr. 7.104) que tengan una importancia fundamental para la seguridad (véanse los párrs. 3.13 a 3.20 de la publicación SSG-24 [15]) estarán sujetos a análisis de la seguridad y a procedimientos de diseño, construcción y puesta en servicio equivalentes a los descritos en los párrafos 6.119 y 6.121 para el propio reactor.

7.102. En la ejecución de los proyectos de utilización y modificación de un reactor de investigación, la exposición a la radiación de los trabajadores y

del resto del personal de la instalación se mantendrá por debajo de los límites autorizados y al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

7.103. El director del reactor establecerá un procedimiento, de conformidad con la práctica tecnológica aceptada, para el examen y aprobación de las propuestas de experimentos y modificaciones y para el control de su ejecución.

7.104. Las modificaciones provisionales se limitarán en tiempo y número a fin de reducir al mínimo su importancia acumulativa para la seguridad. Las modificaciones provisionales se indicarán claramente en el lugar donde se realicen y en cualquier posición de control pertinente. La entidad explotadora establecerá un sistema oficial para comunicar al personal correspondiente, con la debida antelación, las modificaciones provisionales y sus consecuencias para el funcionamiento y la seguridad del reactor.

7.105. 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 o los niveles de radiación.

7.106. 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.

Requisito 84. Programa de protección radiológica

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará un programa de protección radiológica.

7.107. El programa de protección radiológica garantizará que, en todos los estados operacionales y condiciones de accidente, las dosis causadas por la exposición a la radiación ionizante en la instalación de reactor de investigación o por emisiones previstas de materiales radiactivos desde la instalación de reactor de investigación se mantengan por debajo de los límites autorizados y en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

7.108. El programa de protección radiológica de la entidad explotadora dispondrá de independencia y recursos suficientes para aplicar reglamentos, normas y procedimientos de protección radiológica y prácticas de trabajo seguras, así como para prestar asesoramiento al respecto.

7.109. El programa de protección radiológica se establecerá por la entidad explotadora de conformidad con los requisitos reglamentarios y cumplirá con los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [7] y estará sujeto a la aprobación del órgano regulador. En él se formulará una declaración de política de la entidad explotadora que incluya el objetivo fundamental de seguridad de proteger a las personas y el medio ambiente (véase el párr. 2.1 de la publicación SF-1 [1] y el requisito 1 de la publicación GSR Part 3 [7]) y una declaración de la adhesión de la entidad explotadora al principio de optimización de la protección (requisito 11 de la publicación GSR Part 3 [7]).

7.110. El programa de protección radiológica deberá cumplir los requisitos de la protección radiológica ocupacional (véanse las publicaciones GSR Part 3 [7] y RS-G-1.1 [16]), y en particular comprenderá medidas encaminadas a:

- a) garantizar que haya cooperación entre el personal de protección radiológica y el resto del personal de operaciones y el personal de experimentación para el establecimiento de procedimientos de explotación y mantenimiento cuando se prevean riesgos radiológicos, y que se facilite asistencia directa, cuando sea necesaria;
- b) monitorizar los lugares de trabajo y el medio ambiente;
- c) establecer disposiciones para la descontaminación del personal, el equipo y las estructuras;
- d) verificar el cumplimiento de los reglamentos aplicables al transporte de materiales radiactivos;
- e) detectar y registrar toda emisión de material radiactivo;
- f) registrar el inventario de fuentes radiactivas;
- g) impartir capacitación adecuada en prácticas de protección radiológica;
- h) disponer lo necesario para que el programa se revise y actualice a la luz de la experiencia;
- i) examinar y analizar los materiales, el equipo y las condiciones de los experimentos.

7.111. La entidad explotadora verificará, mediante actividades de vigilancia, inspección y auditoría, que el programa de protección radiológica se aplica correctamente y que sus objetivos se cumplen. El programa de protección radiológica se examinará periódicamente y se actualizará, de ser necesario.

7.112. 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, la entidad explotadora establecerá restricciones de dosis (véanse los párrs. 1.22 a 1.28 y el Requisito 11 de la publicación GSR Part 3 [7]).

7.113. Si se rebasan los límites de dosis aplicables a la exposición ocupacional o del público, o los límites autorizados de emisión radiactiva, se informará de ello al director del reactor, el comité de seguridad, el órgano regulador y a las demás autoridades competentes, de conformidad con los requisitos establecidos.

7.114. Se medirán, evaluarán y registrarán 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 otras autoridades competentes, y estos registros se pondrán a disposición del supervisor del programa de vigilancia de la salud, el director del reactor, el órgano regulador u otra autoridad competente que se designe en los reglamentos nacionales.

Requisito 85. Gestión de los desechos radiactivos

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará un programa de gestión de desechos radiactivos.

7.115. La entidad explotadora establecerá y aplicará un programa de gestión de desechos radiactivos que abarcará la caracterización, la clasificación, el procesamiento (es decir, el tratamiento previo, el tratamiento y el acondicionamiento), el transporte, el almacenamiento y la disposición final de desechos radiactivos⁴⁶. Se controlarán estrictamente el procesamiento y almacenamiento de los desechos radiactivos, de forma coherente con los requisitos relativos a la gestión previa a la disposición final de estos desechos [17]. Se mantendrán registros sobre la generación de desechos y la clasificación de desechos.

7.116. El reactor y sus dispositivos experimentales se explotarán de modo que se reduzca al mínimo la generación de desechos radiactivos de todo tipo, para lograr que las emisiones de material radiactivo al medio ambiente se mantengan por debajo de los límites reglamentarios permisibles y en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar y para facilitar la manipulación y la disposición final de los desechos.

7.117. Se monitorizarán las emisiones de efluentes radiactivos líquidos y/o gaseosos al medio ambiente, y los resultados se registrarán a fin de verificar el cumplimiento con los límites autorizados. También se comunicarán

⁴⁶ Parte de este proceso de caracterización, clasificación, procesamiento, transporte, almacenamiento y disposición final de desechos radiactivos podría correr a cargo de otra entidad.

periódicamente al órgano regulador u otra autoridad competente, de conformidad con los requisitos por ellos establecidos.

7.118. Se aplicarán los procedimientos escritos referentes a la manipulación, el procesamiento, el transporte y el almacenamiento de los desechos radiactivos. Estas actividades se realizarán de conformidad con los requisitos establecidos por el órgano regulador u otra autoridad competente.

7.119. Se llevará un registro apropiado de las cantidades, los tipos y las características de los desechos radiactivos procesados y almacenados en el emplazamiento del reactor, o retirados del emplazamiento del reactor para los fines de procesamiento, almacenamiento o disposición final.

Requisito 86. Gestión del envejecimiento

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación velará por la aplicación de un programa eficaz de gestión del envejecimiento a fin de gestionar el envejecimiento de los elementos importantes para la seguridad de modo que se asegure el cumplimiento de las funciones de seguridad necesarias de las estructuras, sistemas y componentes durante toda la vida operacional del reactor de investigación.

7.120. El programa de gestión del envejecimiento determinará las consecuencias del envejecimiento y las actividades necesarias para mantener la operabilidad y fiabilidad de las estructuras, sistemas y componentes. Este programa se coordinará y armonizará con otros programas pertinentes, incluidos los programas de inspecciones en servicio, examen periódico de la seguridad⁴⁷ y mantenimiento. Se adoptará un enfoque sistemático para facilitar el desarrollo, la aplicación y la mejora constante de los programas de gestión del envejecimiento.

Examen periódico de la seguridad

7.121. A la luz de los resultados del examen periódico de la seguridad, la entidad explotadora adoptará las medidas correctoras que sean necesarias y

⁴⁷ El examen periódico de la seguridad es una reevaluación sistemática de la seguridad de una instalación (o actividad) existente que se lleva a cabo a intervalos periódicos para abordar los efectos acumulativos del envejecimiento, las modificaciones, la experiencia operacional, las novedades técnicas y los aspectos de selección de un emplazamiento, y tiene por finalidad garantizar un nivel alto de seguridad a lo largo de la vida en servicio de la instalación (o actividad) [8].

estudiará la posibilidad de efectuar las modificaciones que se justifiquen para mejorar la seguridad (véase asimismo el párrafo 7.120 sobre la interacción entre la gestión del envejecimiento y los exámenes periódicos de la seguridad).

7.122. La entidad explotadora comunicará oportunamente al órgano regulador, según se precise, las conclusiones confirmadas del examen periódico de la seguridad que tengan repercusiones para la seguridad.

Requisito 87. Parada prolongada

Si se prevé o se produce una parada prolongada, la entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá y aplicará disposiciones para garantizar la gestión segura, la planificación, la ejecución eficaz y el control de las actividades laborales durante la parada prolongada.

7.123. Una instalación de reactor de investigación puede pasar por un período de parada prolongada⁴⁸ mientras espera una decisión sobre su futuro. 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 desde el núcleo del reactor hasta un lugar apropiado y seguro de almacenamiento;
- b) la modificación de los límites y condiciones operacionales de conformidad con los requisitos del reactor en parada;
- 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 mantenimiento, ensayo periódico e inspección.

7.124. Corresponderá a la entidad explotadora establecer programas y dar a conocer los procedimientos requeridos para gestionar las paradas prolongadas y para suministrar recursos suficientes que garanticen la seguridad de las actividades durante las paradas prolongadas. Se concederá prioridad a los aspectos

⁴⁸ Un reactor de investigación en parada prolongada es aquel que se encuentra fuera de funcionamiento sin que se haya tomado una decisión sobre su clausura, y sobre el cual no se ha adoptado una decisión clara en cuanto a si se reanudará su explotación o será clausurado en el futuro. Los períodos prolongados de parada para el mantenimiento o la ejecución de proyectos de renovación y modificación no se consideran una parada prolongada.

relacionados con la seguridad en los procesos de planificación y ejecución de las actividades en el estado de parada prolongada. Se prestará especial atención a la necesidad de mantener la configuración del reactor actualizada, conforme a los límites y condiciones operacionales.

7.125. La entidad explotadora adoptará cuanto antes las decisiones necesarias para reducir al mínimo el período de parada prolongada. Durante el período de parada prolongada, la entidad explotadora considerará la necesidad de satisfacer las condiciones de la licencia, así como los requisitos de planificación para casos de emergencia y de cualificación del personal de operaciones. Se proporcionará seguridad mientras haya presencia de combustible nuclear u otro material radiactivo en la instalación.

Requisito 88. Intercambio de información sobre la experiencia operacional

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación establecerá un programa para extraer enseñanzas de sucesos ocurridos en la instalación de reactor y en otros reactores de investigación, así como en la industria nuclear.

7.126. La entidad explotadora notificará, recopilará, examinará, analizará, documentará, dará a conocer y estudiará las tendencias generales de la experiencia operacional de la instalación de reactor de forma sistemática. Obtendrá y evaluará la información disponible sobre la experiencia operacional pertinente en otras instalaciones nucleares a fin de extraer e incorporar enseñanzas para sus propias operaciones, incluidas sus disposiciones de emergencia. Fomentará también el intercambio de experiencias en el marco de los sistemas nacionales e internacionales a efectos de intercambiar información sobre la experiencia operacional. Estas actividades se llevarán a cabo de conformidad con el sistema de gestión.

7.127. Se investigarán los sucesos con repercusiones importantes para la seguridad a fin de precisar sus causas directas y básicas, comprendidas las relacionadas con el diseño, el funcionamiento y el mantenimiento del equipo, o con los factores humanos y de organización. Los resultados de esos análisis se incluirán, según corresponda, en los programas de capacitación correspondientes y se utilizarán para revisar procedimientos e instrucciones.

7.128. Las personas competentes examinarán la información sobre la experiencia operacional para determinar precursores o tendencias de condiciones

negativas para la seguridad, de modo que puedan adoptarse las medidas correctoras necesarias antes de que se den condiciones graves.

7.129. La entidad explotadora mantendrá enlace, según corresponda, con las entidades de apoyo participantes en el diseño (fabricantes, entidades de investigación y autores del diseño), a fin de intercambiar información sobre la experiencia operacional y obtener, si es preciso, asesoramiento en caso de que se produzcan fallos en el equipo u otros sucesos.

8. PREPARACIÓN PARA LA CLAUSURA DE UN REACTOR DE INVESTIGACIÓN

Requisito 89. Plan de clausura

La entidad explotadora de una instalación de reactor de investigación preparará un plan de clausura y lo mantendrá actualizado durante toda la vida útil del reactor de investigación, a menos que el órgano regulador apruebe otra cosa, con el fin de demostrar que se puede llevar a cabo la clausura en condiciones de seguridad y de forma que se alcance el estado final definido.

8.1. El plan de clausura se preparará en la fase de diseño y se actualizará conforme a los cambios de los requisitos reglamentarios, las modificaciones de las estructuras, sistemas y componentes, los avances en la tecnología, las nuevas necesidades de actividades de clausura y la evolución de las políticas nacionales de clausura o la gestión de desechos radiactivos [11].

8.2. El plan de clausura se presentará al comité de seguridad para su examen y al órgano regulador para su aprobación antes de que comiencen las actividades de clausura.

8.3. La documentación del reactor se mantendrá actualizada, y se registrará información sobre la experiencia adquirida en la manipulación de estructuras, sistemas y componentes contaminados o activados durante las operaciones de mantenimiento o de modificación del reactor, a fin de facilitar la planificación de la clausura. En el caso de algunos reactores de investigación operativos, cuya necesidad de clausura final no se tuvo en cuenta en su diseño, se elaborará un

plan de clausura para garantizar la seguridad a lo largo de todo el proceso de clausura.

8.4. El plan de clausura incluirá 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. Están aceptados los siguientes métodos de clausura:

- a) el almacenamiento protector del reactor de forma que se mantenga intacto después de haber retirado todos los conjuntos combustibles y todos los componentes activados y contaminados y los desechos radiactivos que puedan retirarse fácilmente;
- b) la extracción del reactor de todo el material radiactivo y todos los componentes activados y contaminados que puedan retirarse y la descontaminación exhaustiva de las estructuras restantes para permitir el uso sin restricciones de la instalación.

8.5. Al elaborar el plan de clausura se examinarán los aspectos del diseño del reactor, incluidos los que sean especialmente problemáticos para la clausura. Asimismo, se examinarán todos los aspectos de la explotación de la instalación que sean importantes en relación con la clausura, como por ejemplo, la contaminación accidental cuyo saneamiento haya sido aplazado hasta la clausura del reactor, y todas las modificaciones que pudieran no haberse documentado totalmente. El plan de clausura comprenderá 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.

8.6. 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.

8.7. La entidad explotadora se encargará de preservar los conocimientos de la instalación de reactor y de retener al personal clave para facilitar la clausura.

8.8. Las repercusiones en materia de seguridad de las actividades del período transitorio, de haberlas, serán evaluadas y gestionadas en el período intermedio entre la parada definitiva de la explotación y la aprobación del plan de clausura

final, y serán gestionadas de modo que se eviten peligros indebidos y se garantice la seguridad.

9. INTERRELACIONES ENTRE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y LA SEGURIDAD FÍSICA DE UN REACTOR DE INVESTIGACIÓN

Requisito 90. Interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física

Las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física de una instalación de reactor de investigación se abordarán de forma integrada durante toda la vida útil del reactor. Las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física se establecerán y aplicarán de tal forma que no se comprometan mutuamente.

9.1. Las nociones fundamentales de seguridad física nuclear figuran en la ref. [18] y las recomendaciones sobre seguridad física nuclear, en la ref. [13]. En el cumplimiento de su principal responsabilidad en materia de seguridad, la entidad explotadora diseñará, aplicará y mantendrá medidas técnicas y administrativas a fin de cumplir los requisitos reglamentarios asociados con las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física, de mantener la coordinación con las entidades estatales que se ocupan de asuntos referidos a la seguridad tecnológica y la seguridad física, y de garantizar la disponibilidad de suficiente personal capacitado que posea conocimientos y competencias adecuados relativos a las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física, como parte del sistema de gestión (véase también la sección 4).

9.2. Los requisitos de seguridad generales asociados con las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física en los aspectos de la supervisión reglamentaria y el sistema de gestión se establecen respectivamente en las publicaciones GSR Part 1 (Rev. 1) [3] y GSR Part 2 [4]. Estos requisitos se aplican a los reactores de investigación con el uso apropiado de un enfoque graduado.

9.3. La entidad explotadora establecerá medidas adecuadas en todas las etapas de la vida útil del reactor de investigación para asegurar que exista una comunicación y coordinación eficaces entre las personas con diferentes objetivos

y antecedentes, y que las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física no se comprometan mutuamente.

9.4. La selección del emplazamiento de un reactor de investigación se basará en criterios de seguridad tecnológica y seguridad física. Las recomendaciones asociadas a las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física en lo atinente a la selección y la evaluación de emplazamientos de instalaciones nucleares, incluidos los reactores de investigación, figuran en la ref. [13].

9.5. Las interrelaciones entre la seguridad tecnológica nuclear y la seguridad física nuclear y las salvaguardias en el diseño de un reactor de investigación se abordan en el requisito 11 (véase asimismo el requisito 39 sobre la prevención del acceso no autorizado).

9.6. Se establecerá un proceso de control de cambios para garantizar que todos los cambios de diseño que se propongan en cuanto a la distribución en planta de la instalación de reactor de investigación o los procedimientos, incluso en las nuevas instalaciones de experimentación, se evalúen con el fin de verificar que no amenazan la seguridad tecnológica ni la seguridad física.

9.7. Durante la fase de construcción y durante modificaciones importantes de un reactor de investigación, es habitual que acceda al emplazamiento un gran número de trabajadores de diversos oficios y otras personas. A este respecto, se pondrán en práctica medidas que impidan que se introduzcan de manera involuntaria o intencionada deficiencias, dispositivos o cualquier otra amenaza que pueda tener por consecuencia una vulneración de la seguridad o emisiones radiactivas durante la explotación y utilización del reactor.

9.8. Se aplicarán medidas adecuadas durante la fase de explotación para gestionar con eficacia las interrelaciones entre la seguridad tecnológica y la seguridad física. Se hará especial hincapié en las actividades relacionadas con la manipulación y el almacenamiento del combustible y la gestión de los desechos radiactivos y del combustible gastado, la preparación y respuesta para casos de emergencia (véase la publicación GSR Part 7 [6]), los procedimientos de control de acceso y los procedimientos operacionales para la utilización, el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección del reactor. Estos procedimientos se desarrollarán con el objetivo de asegurar un equilibrio adecuado entre la seguridad tecnológica y la seguridad física. Se establecerán disposiciones concretas para garantizar la seguridad tecnológica y la seguridad física del combustible si se producen largos períodos de parada, así como la seguridad tecnológica y la seguridad física de los reactores de investigación en caso de parada prolongada.

Apéndice I

SUCESOS INICIADORES POSTULADOS SELECCIONADOS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

I.1. A continuación figuran varios ejemplos de sucesos iniciadores postulados seleccionados para los reactores de investigación⁴⁹. Algunos reactores de investigación pueden tener otros sucesos iniciadores postulados en función de determinadas características del diseño:

- a) Pérdida del suministro de energía eléctrica:
 - pérdida del suministro normal de energía eléctrica⁵⁰.
- b) Inserción de exceso de reactividad:
 - criticidad durante la manipulación y la carga 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 fallo del sistema del mecanismo de control;
 - 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 o caliente;
 - cambios en el moderador (p. ej., huecos, fugas de D₂O a sistemas de H₂O, fugas de H₂O a sistemas de D₂O);
 - efectos de experimentos y dispositivos experimentales (p. ej., anegamiento o vaciado, efectos de temperatura, inserción de material fisible o retirada de material absorbente);
 - insuficiente reactividad de parada;
 - expulsión inadvertida de barras de control;
 - errores de mantenimiento con dispositivos de reactividad;

⁴⁹ Algunos de los sucesos iniciadores postulados no son pertinentes para los conjuntos subcríticos.

⁵⁰ Aunque una pérdida del suministro normal de energía eléctrica no se considera un suceso iniciador, debe tenerse en cuenta la pérdida del suministro eléctrico normal seguida de la pérdida del suministro eléctrico de emergencia para garantizar que las consecuencias sean aceptables en condiciones de emergencia (p. ej., una caída de tensión puede hacer fallar los dispositivos en diferentes momentos).

- señales espurias del sistema de control;
 - retirada de venenos del refrigerante o del moderador;
- c) 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);
 - efecto del fallo o la manipulación incorrecta de un experimento;
 - ruptura del confin del refrigerante primario resultante en una pérdida de flujo;
 - reducción de flujo u obstrucción del canal de combustible (p. ej., debido a la presencia de material extraño);
 - 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 derivación del núcleo;
 - desviación de la presión del sistema respecto de los límites especificados;
 - pérdida del sumidero de calor (por ejemplo, por fallo de una válvula o bomba o por la ruptura de un sistema).
- d) 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.
- e) 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 del núcleo;
 - funcionamiento defectuoso 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 (p. ej., ruptura de un circuito);
 - rebase de la potencia específica.

- f) Sucesos internos especiales:
- incendios o explosiones internos, incluidos proyectiles de origen interno;
 - inundación interna;
 - pérdida de sistemas de apoyo;
 - incidentes relacionados con la seguridad;
 - anomalías en experimentos del reactor;
 - acceso indebido de personas a zonas restringidas;
 - chorros de fluidos o latiguo de tuberías;
 - reacciones químicas exotérmicas;
 - caída de cargas pesadas.
- g) Sucesos externos:
- terremotos (incluidos la formación de fallas y los deslizamientos de tierras provocados por actividad sísmica);
 - inundación (incluidos la ruptura de una presa aguas arriba o aguas abajo y la obstrucción de un río, y los daños causados por un tsunami u olas altas);
 - tornados y proyectiles causados por tornados;
 - tormentas de arena;
 - huracanes, tempestades y rayos;
 - ciclones tropicales;
 - explosiones;
 - choques de aeronaves;
 - incendios;
 - derrames tóxicos;
 - accidentes en rutas de transporte (incluidas colisiones en el edificio del reactor de investigación);
 - efectos causados por instalaciones adyacentes (p. ej., instalaciones nucleares, químicas o de gestión de desechos);
 - peligros biológicos tales como corrosión microbiana, daños estructurales o daños al equipo causados por roedores o insectos;
 - fenómenos meteorológicos extremos;
 - interferencias electromagnéticas (p. ej., por fenómenos solares);
 - rayos;
 - subidas de potencia o de tensión en las líneas de suministro de energía externas.
- h) Errores humanos.

Apéndice II

ASPECTOS OPERACIONALES DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN QUE MERECEAN ESPECIAL ATENCIÓN

II.1. En el presente apéndice se destacan los aspectos operacionales de los reactores de investigación que merecen particular atención.

GESTIÓN DE LA REACTIVIDAD Y CRITICIDAD

II.2. En un reactor de investigación se modifica con frecuencia la configuración del núcleo, lo que supone 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. Se asegurará que en ningún momento se superen los límites de subcriticidad y de reactividad fijados para el almacenamiento del combustible y la carga del núcleo.

SEGURIDAD TÉRMICA DEL NÚCLEO

II.3. Las frecuentes modificaciones de la carga del núcleo del reactor afectan a las características nucleares y térmicas del núcleo del reactor. Se establecerán medidas antes de poner en funcionamiento el reactor para garantizar que en cada modificación se determinen correctamente esas características y se verifique si cumplen las condiciones aplicables para la seguridad nuclear y térmica.

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. Se adoptarán medidas para garantizar que esas características de los dispositivos experimentales se evalúen debidamente en lo que atañe a sus repercusiones en la seguridad, y que esa evaluación se documente debidamente.

MODIFICACIÓN DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

II.5. Los reactores de investigación y sus dispositivos experimentales conexos se modifican frecuentemente con el fin de adaptar su capacidad operacional y experimental a nuevas necesidades de uso. Se prestará especial atención a la necesidad de verificar que toda modificación se haya evaluado, documentado y notificado correctamente en lo que respecta a sus efectos potenciales en la seguridad, y que el reactor de investigación 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. Se garantizará que el personal de operaciones que lleve a cabo estas manipulaciones acate estrictamente los procedimientos y restricciones establecidos para evitar cualquier interferencia nuclear o mecánica en 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, pasantes, estudiantes y demás personas que visitan el reactor de investigación pueden tener acceso a zonas controladas y participar activamente en la explotación o utilización del reactor. Se establecerán medidas tales como procedimientos, restricciones y controles para asegurar que los visitantes trabajen en condiciones de seguridad, que sus actividades no afecten a la seguridad del reactor y que las instrucciones de seguridad se respeten estrictamente.

REFERENCIAS

- [1] COMUNIDAD EUROPEA DE LA ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Principios fundamentales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SF-1, OIEA, Viena (2007).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-22, IAEA, Vienna (2012).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety N° GSR Part 1 (Rev.1), IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [6] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [7] COMISIÓN EUROPEA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, 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, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 3, OIEA, Viena (en preparación).
- [8] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA: Terminología empleada en seguridad tecnológica nuclear y protección radiológica (Edición de 2007)*, OIEA, Viena (2008).

- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre la Protección Física de los Materiales y las Instalaciones Nucleares, (INFCIRC/225/Revision 5), Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA N° 13*, OIEA, Viena (2012).
- [14] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos, Edición de 2012, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-6*, OIEA, Viena (2013).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-24, IAEA, Vienna (2012).
- [16] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Protección radiológica ocupacional, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° RS-G-1.1*, OIEA, Viena (1999). (Se está preparando una revisión de esta publicación).
- [17] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 5*, OIEA, Viena (2010).
- [18] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Objetivo y elementos esenciales del régimen de seguridad física nuclear de un Estado, Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA N° 20*, OIEA, Viena (2014).

Anexo I

FUNCIONES DE SEGURIDAD SELECCIONADAS PARA LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

I-1. Las funciones de seguridad seleccionadas para los reactores de investigación figuran en el cuadro I-1. Las funciones de seguridad son las funciones características esenciales de las estructuras, sistemas y componentes que garantizan la seguridad del reactor. Estas funciones dependerán del 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 graduada de los requisitos a estructuras, sistemas y componentes. Deben determinarse las funciones de seguridad que cumple cada elemento de las estructuras, sistemas y componentes. 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. Será preciso justificar el motivo por el que no se prevea la ejecución de alguna de estas funciones en un reactor en particular.

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

Elementos importantes para la seguridad	Funciones de seguridad
Edificios y estructuras	Formar una barrera contra la liberación incontrolada de material radiactivo al medio ambiente. Proteger los sistemas de seguridad internos contra sucesos externos e internos. Proporcionar blindaje contra las radiaciones.
Núcleo del reactor	Mantener la geometría del combustible y la ruta del 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 accidentes base de diseño. Producir efecto de realimentación negativa de reactividad. Proporcionar un medio para moderar y controlar los flujos neutrónicos.
Matriz y plaqueado del combustible	Formar una barrera contra la emisión de productos de fisión y otros materiales radiactivos a partir del combustible. Proporcionar una configuración del combustible con capacidad de refrigeración.

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

Elementos importantes para la seguridad	Funciones de seguridad
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 accidentes base de diseño.
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 accidentes base de diseño.
Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	Transferir el calor del núcleo del reactor tras un accidente con pérdida de refrigerante a un ritmo adecuado para evitar daños importantes del combustible.
Sistema de protección del reactor	Adoptar medidas de protección con el fin de parar el reactor, refrigerar y contener los materiales radiactivos, y mitigar las consecuencias de accidentes. Controlar los enclavamientos contra errores operacionales si no se han satisfecho las condiciones requeridas.
Otros sistemas de control e instrumentación relacionados con la seguridad	Mantener los parámetros del reactor dentro de los límites operacionales, sin alcanzar los límites de seguridad. Proporcionar y presentar al explotador 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	Reducir al mínimo la exposición a las radiaciones. Prevenir estados de criticidad accidental. Limitar los aumentos de la temperatura del combustible. Almacenar combustible nuevo e irradiado. Prevenir el deterioro mecánico o corrosivo del combustible.
Sistema de monitorización radiológica	Proporcionar mediciones y avisos con el fin de reducir al mínimo la exposición a las radiaciones del personal de operaciones e investigación.
Sistema de protección contra incendios	Garantizar que los efectos perjudiciales 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

VISIÓN GENERAL SOBRE LA APLICACIÓN DE LOS REQUISITOS DE SEGURIDAD EN LOS CONJUNTOS SUBCRÍTICOS

II-1. Los conjuntos subcríticos presentan distintos diseños, modalidades de funcionamiento y programas de utilización. Por ello es posible aplicar todos los requisitos globales (requisitos 1 a 90) a los conjuntos subcríticos a partir de un enfoque graduado que sea proporcional al peligro potencial de la instalación. En concreto, en el párrafo 1.9 se expone que cada uno de los casos en que los requisitos se apliquen de forma graduada “se individualizará, teniendo en cuenta la naturaleza y posible magnitud de los peligros que plantean la instalación de que se trate y las actividades realizadas.” Los factores que deberán tenerse en cuenta al decidir si pueden aplicarse de forma graduada determinados requisitos figuran en el párr. 2.17.

II-2. Por consiguiente, la manera en que se aplican los requisitos a los conjuntos subcríticos de alto rendimiento podría diferir de aquella en que se aplican a los conjuntos subcríticos con bajo nivel de peligro potencial. En particular, en los conjuntos subcríticos provistos de combustible de uranio natural con un reflector o moderador de agua ligera es posible graduar considerablemente la aplicación de los requisitos de seguridad, incluidos los relativos al proceso de concesión de licencias (es decir, habida cuenta del riesgo radiológico mínimo de algunos conjuntos subcríticos, tal vez no sea necesario aplicar determinados requisitos). Para la demostración de la seguridad quizás resulte suficiente un proceso de autorización nacional para el uso de material radiactivo que se elabore y aplique de conformidad con la publicación *Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 3, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacional de seguridad* [II-1].

REFERENCIA DEL ANEXO II

[II-1] COMISIÓN EUROPEA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, 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, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 3*, OIEA, Viena (2016).

DEFINICIONES

Las definiciones que figuran a continuación difieren de las que aparecen en el Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA: Terminología empleada en seguridad tecnológica nuclear y protección radiológica (Edición de 2007) OIEA Viena (2008):

<http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/glossary/safety-glossary-spanish.pdf>

La revisión de 2016 del Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA se puede consultar en <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>

*El símbolo “**ⓘ**” indica que se trata de una nota informativa.*

accidente base de diseño. Accidente postulado que da lugar a las condiciones de accidente para las que la instalación fue diseñada con arreglo a criterios de diseño establecidos y una metodología conservadora, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de límites aceptables.

condiciones adicionales de diseño. Condiciones de accidente postuladas que no han sido consideradas para los accidentes base de diseño, pero que son tenidas en cuenta en el proceso de diseño de la instalación conforme a la metodología de estimación óptima, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de límites aceptables.

ⓘ Las condiciones adicionales de diseño abarcan condiciones de sucesos sin degradación importante del combustible y condiciones de sucesos con fusión del núcleo del reactor.

condiciones de accidente. Alteraciones del funcionamiento normal que son menos frecuentes y más graves que los incidentes operacionales previstos y que incluyen los accidentes base de diseño y las condiciones adicionales de diseño.

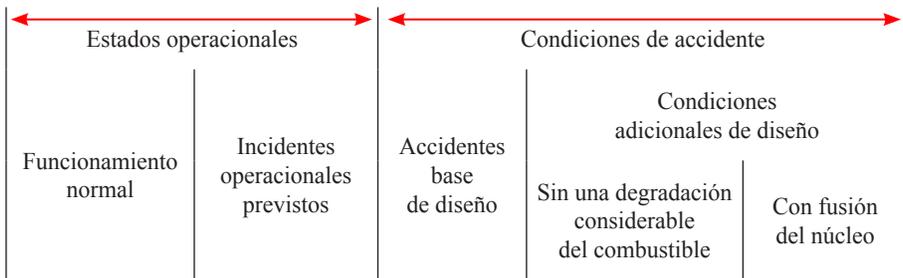
elemento de seguridad (de las condiciones adicionales de diseño). Elemento concebido para cumplir, o que cumple, una función de seguridad en las condiciones adicionales de diseño.

estado controlado. Estado de la instalación de reactor, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en que puede garantizarse

el cumplimiento de las funciones principales de seguridad y que puede mantenerse durante un período suficiente para aplicar disposiciones con miras a alcanzar un estado seguro.

estado seguro. Estado de la instalación de reactor, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en que el reactor se encuentra en estado subcrítico y las funciones de seguridad fundamentales pueden garantizarse y mantenerse estables durante un período prolongado.

estados de la instalación (*estados postulados de una instalación de reactor de investigación considerados para fines de diseño*)



puntos de tarado del sistema de seguridad. Puntos de tarado de los niveles en que los sistemas de seguridad se activan automáticamente en caso de incidente operacional previsto o de accidente base de diseño, para evitar que se rebasen los límites de seguridad.

COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y EL EXAMEN

Abou Yehia, H.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Adams, A.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Boado Magán, H.	Consultor
D'Arcy, A. J.	South African Nuclear Energy Corporation (Sudáfrica)
Deitrich, L. W.	Consultor
Hargitai, T.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Hirshfeld, H.	Comisión de Energía Atómica de Israel (Israel)
Polyakov, D.	Rostekhnadzor (Federación de Rusia)
Sears, D. F.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Shokr, A. M.	Organismo Internacional de Energía Atómica



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 25

PEDIDOS DE PUBLICACIONES

En los siguientes países, las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de los proveedores que se indican a continuación o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA. Al final de la lista de proveedores se proporcionan los datos de contacto.

ALEMANIA

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH

Schweitzer Fachinformationen

Willstätterstrasse 15, 40549 Dusseldorf, ALEMANIA

Teléfono: +49 (0) 211 49 874 015 • Fax: +49 (0) 211 49 874 28

Correo electrónico: kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de • Sitio web: www.goethebuch.de

CANADÁ

Renouf Publishing Co. Ltd

22-1010 Polytek Street, Ottawa, ON K1J 9J1, CANADÁ

Teléfono: +1 613 745 2665 • Fax: +1 643 745 7660

Correo electrónico: order@renoufbooks.com • Sitio web: www.renoufbooks.com

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, EE.UU.

Teléfono: +1 800 462 6420 • Fax: +1 800 338 4550

Correo electrónico: orders@rowman.com • Sitio web: www.rowman.com/bernan

ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, EE.UU.

Teléfono: +1 800 462 6420 • Fax: +1 800 338 4550

Correo electrónico: orders@rowman.com • Sitio web: www.rowman.com/bernan

Renouf Publishing Co. Ltd

812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669-2205, EE.UU.

Teléfono: +1 888 551 7470 • Fax: +1 888 551 7471

Correo electrónico: orders@renoufbooks.com • Sitio web: www.renoufbooks.com

FEDERACIÓN DE RUSIA

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety

107140, Moscú, Malaya Krasnoselskaya st. 2/8, bld. 5, FEDERACIÓN DE RUSIA

Teléfono: +7 499 264 00 03 • Fax: +7 499 264 28 59

Correo electrónico: secnrs@secnrs.ru • Sitio web: www.secnrs.ru

FRANCIA

Form-Edit

5 rue Janssen, PO Box 25, 75921 París CEDEX, FRANCIA

Teléfono: +33 1 42 01 49 49 • Fax: +33 1 42 01 90 90

Correo electrónico: formedit@formedit.fr • Sitio web: www.form-edit.com

INDIA

Allied Publishers

1st Floor, Dubash House, 15, J.N. Heredi Marg, Ballard Estate, Bombay 400001, INDIA

Teléfono: +91 22 4212 6930/31/69 • Fax: +91 22 2261 7928

Correo electrónico: alliedpl@vsnl.com • Sitio web: www.alliedpublishers.com

Bookwell

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA

Teléfono: +91 11 2760 1283/4536

Correo electrónico: bkwell@nde.vsnl.net.in • Sitio web: www.bookwellindia.com

ITALIA

Libreria Scientifica "AEIOU"

Via Vincenzo Maria Coronelli 6, 20146 Milán, ITALIA

Teléfono: +39 02 48 95 45 52 • Fax: +39 02 48 95 45 48

Correo electrónico: info@libreriaaeiou.eu • Sitio web: www.libreriaaeiou.eu

JAPÓN

Maruzen-Yushodo Co., Ltd

10-10 Yotsuyasakamachi, Shinjuku-ku, Tokio 160-0002, JAPÓN

Teléfono: +81 3 4335 9312 • Fax: +81 3 4335 9364

Correo electrónico: bookimport@maruzen.co.jp • Sitio web: www.maruzen.co.jp

REPÚBLICA CHECA

Suweco CZ, s.r.o.

Sestupná 153/11, 162 00 Praga 6, REPÚBLICA CHECA

Teléfono: +420 242 459 205 • Fax: +420 284 821 646

Correo electrónico: nakup@suweco.cz • Sitio web: www.suweco.cz

Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, pueden enviarse directamente a:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta

Organismo Internacional de Energía Atómica

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria

Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530 • Fax: +43 1 2600 29302 o +43 1 26007 22529

Correo electrónico: sales.publications@iaea.org • Sitio web: www.iaea.org/books

Seguridad mediante las normas internacionales

“Los Gobiernos, órganos reguladores y explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines benéficos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas.”

Yukiya Amano
Director General

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA

ISBN 978-92-0-305917-6

ISSN 1020-5837