

# Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

## Seguridad de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear

Requisitos de seguridad específicos  
N° SSR-4



**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](mailto: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 LAS  
INSTALACIONES DEL CICLO DEL  
COMBUSTIBLE NUCLEAR

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

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

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-4

# SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

REQUISITOS DE SEGURIDAD ESPECÍFICOS

En la presente publicación se incluye un CD-ROM  
con el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA — Edición  
de 2007* (2008) y los *Principios Fundamentales de Seguridad* (2007),  
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, 2019

## 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 para incluir la propiedad intelectual de obras electrónicas y virtuales. Es preciso obtener autorización para utilizar textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, en formato impreso o electrónico, y, por lo general, esta estará sujeta a un acuerdo sobre regalías. Se aceptan propuestas relativas a la reproducción y la 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  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Viena (Austria)  
fax: +43 1 26007 22529  
tel.: +43 1 2600 22417  
correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
<https://www.iaea.org/publications>

© OIEA, 2019

Impreso por el OIEA en Austria  
Octubre de 2019  
STI/PUB/1791

SEGURIDAD DE LAS  
INSTALACIONES DEL CICLO DEL  
COMBUSTIBLE NUCLEAR  
OIEA, VIENA, 2019  
STI/PUB/1791  
ISBN 978-92-0-305418-8  
ISSN 1020-5837

## PRÓLOGO

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 física<sup>1</sup> 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

---

<sup>1</sup> Véanse también las publicaciones de la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

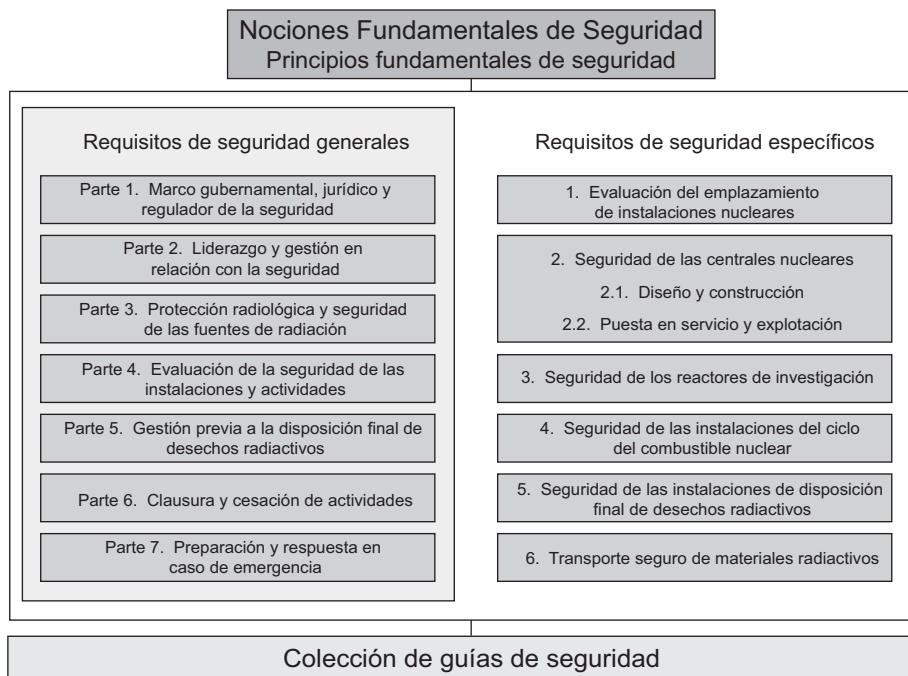


Fig. 1. Estructura a largo plazo de la Colección de Normas de Seguridad del OIEA.

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 (EPreSC) (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).

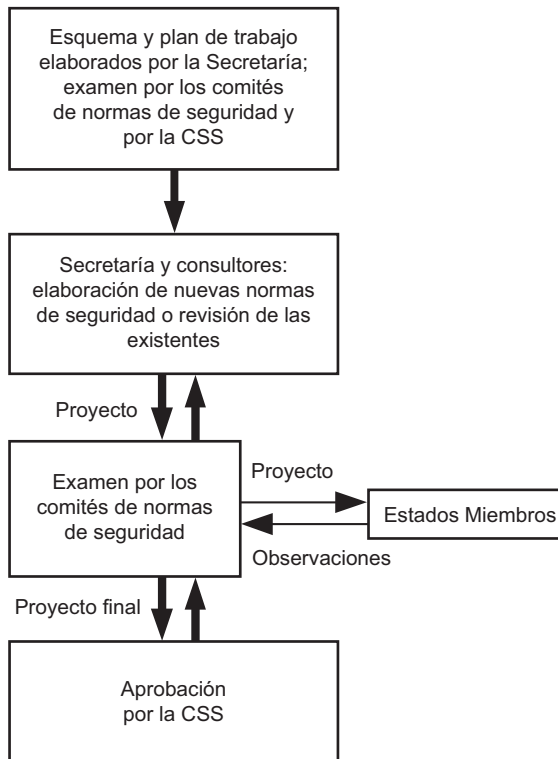


Fig. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente.

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 (1.1–1.4) .....	1
	Objetivo (1.5–1.7).....	3
	Ámbito de aplicación (1.8–1.13).....	3
	Estructura (1.14–1.15).....	5
2.	APLICACIÓN DEL OBJETIVO, LOS CONCEPTOS Y LOS PRINCIPIOS DE SEGURIDAD A LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR .....	7
	Consideraciones generales (2.1) .....	7
	Objetivo fundamental de la seguridad (2.2–2.4) .....	7
	Principios fundamentales de seguridad (2.5–2.6).....	9
	Protección radiológica (2.7–2.9).....	10
	Concepto de defensa en profundidad (2.10–2.14) .....	11
	Enfoque graduado (2.15).....	14
3.	SUPERVISIÓN REGLAMENTARIA DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR.....	15
	Infraestructura legislativa y reglamentaria (3.1–3.2) .....	15
	Proceso de autorización (3.3–3.4) .....	16
	Requisito 1: Documentación para la concesión de la licencia (3.5–3.12).....	16
	Inspección y aplicación coercitiva (3.13–3.16) .....	19
4.	GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD EN UNA INSTALACIÓN DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR ..	20
	Responsabilidad de la seguridad .....	20
	Requisito 2: Responsabilidades en la gestión de la seguridad (4.1–4.4) .....	20
	Requisito 3: Política de seguridad (4.5–4.7).....	21
	Sistema de gestión .....	22
	Requisito 4: Sistema de gestión (4.8–4.23) .....	22
	Verificación de la seguridad .....	27
	Requisito 5: Evaluación de la seguridad y examen periódico de la seguridad (4.24–4.28).....	27

Requisito 6: Comité de seguridad (4.29–4.33) . . . . .	28
5. EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR . . . . .	30
Evaluación del emplazamiento (5.1–5.9) . . . . .	30
Evaluación del emplazamiento de una instalación nueva (5.10–5.12) . . . . .	34
Evaluación continua del emplazamiento (5.13–5.14). . . . .	34
6. DISEÑO DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR . . . . .	35
Diseño y evaluación de la seguridad . . . . .	35
Requisito 7: Funciones principales de seguridad (6.1–6.5) . . . . .	35
Requisito 8: Protección radiológica (6.6–6.7). . . . .	37
Requisito 9: Consideraciones generales del diseño (6.8–6.18) . . . . .	37
Requisito 10: Aplicación del concepto de defensa en profundidad (6.19–6.27) . . . . .	40
Requisito 11: Uso de un enfoque graduado (6.28–6.30) . . . . .	43
Requisito 12: Prácticas de ingeniería probadas para el diseño (6.31–6.36) . . . . .	44
Requisito 13: Clasificación de los elementos importantes para la seguridad con arreglo a su relevancia para esta (6.37–6.40) . . . . .	45
Base de diseño . . . . .	46
Requisito 14: Base de diseño de los elementos importantes para la seguridad (6.41–6.42). . . . .	46
Requisito 15: Peligros internos (6.43–6.48) . . . . .	47
Requisito 16: Peligros externos (6.49–6.54). . . . .	48
Requisito 17: Criterios de diseño y normas de diseño de ingeniería (6.55–6.57). . . . .	49
Requisito 18: Especificación de los límites y condiciones operacionales (6.58–6.59) . . . . .	50
Requisito 19: Sucesos iniciadores postulados (6.60–6.64). . . . .	50
Requisito 20: Análisis de la base de diseño (6.65–6.72) . . . . .	51
Requisito 21: Condiciones adicionales de diseño (6.73–6.76). . . . .	53
Requisito 22: Análisis de incendios y explosiones (6.77–6.79) . . . . .	55
Requisitos específicos para el diseño (6.80–6.90) . . . . .	58

Requisito 23: Redundancia, diversidad e independencia (6.91–6.93) . . . . .	58
Requisito 24: Disposiciones de diseño para la gestión de los desechos radiactivos (6.94–6.99). . . . .	59
Requisito 25: Diseño para la gestión de las descargas radiactivas atmosféricas y líquidas (6.100–6.104). . . . .	60
Requisito 26: Diseño para el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección de los elementos importantes para la seguridad (6.105–6.106). . . . .	61
Requisito 27: Ingeniería de factores humanos (6.107–6.110). . . . .	62
Requisito 28: Control de las transferencias de materiales radiactivos y otros materiales peligrosos (6.111–6.112) . . . . .	63
Disposiciones para la vida de una instalación del ciclo del combustible nuclear . . . . .	64
Requisito 29: Disposiciones de diseño para la construcción (6.113) . . . . .	64
Requisito 30: Cualificación de los elementos importantes para la seguridad (6.114–6.115) . . . . .	64
Requisito 31: Disposiciones de diseño para la puesta en servicio (6.116). . . . .	65
Requisito 32: Consideraciones de diseño para la gestión del envejecimiento (6.117–6.118) . . . . .	65
Requisito 33: Disposiciones de diseño para la clausura (6.119) . . . . .	66
Protección radiológica . . . . .	66
Requisito 34: Diseño para la protección contra la exposición interna a la radiación (6.120–6.122). . . . .	66
Requisito 35: Medios de confinamiento (6.123–6.128) . . . . .	67
Requisito 36: Diseño para la protección contra la exposición externa a la radiación (6.129–6.134). . . . .	69
Requisito 37: Sistemas de monitorización radiológica (6.135–6.137) . . . . .	70
Requisito 38: Diseño para la seguridad con respecto a la criticidad (6.138–6.156) . . . . .	72
Requisito 39: Diseño de las disposiciones para la eliminación del calor (6.157–6.159). . . . .	78
Requisitos de diseño para la protección contra peligros no radiológicos . . . . .	78
Requisito 40: Medidas de diseño para prevenir y controlar las reacciones peligrosas entre los materiales (6.160–6.161) . . . . .	78

Requisito 41: Medidas de diseño para prevenir y controlar incendios y para prevenir explosiones (6.162–6.167) . . . . .	79
Requisito 42: Diseño para la protección contra productos químicos tóxicos (6.168). . . . .	80
Sistemas de instrumentación y control . . . . .	81
Requisito 43: Diseño de sistemas de instrumentación y control (6.169–6.177) . . . . .	81
Requisito 44: Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control (6.178) . . . . .	83
Requisito 45: Diseño y desarrollo del equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad (6.179) . . . . .	84
Requisito 46: Diseño de las salas y los paneles de control (6.180) . . . . .	84
Sistemas de emergencia. . . . .	85
Requisito 47: Diseño para la preparación y respuesta en casos de emergencia (6.181–6.183) . . . . .	85
Requisito 48: Establecimiento de un centro de respuesta a emergencias (6.184–6.186) . . . . .	86
Requisito 49: Provisión de un suministro de energía eléctrica de emergencia (6.187–6.189) . . . . .	86
Otras consideraciones del diseño. . . . .	87
Requisito 50: Provisión de sistemas de aire comprimido (6.190–6.191) . . . . .	87
Requisito 51: Diseño para la manipulación y el almacenamiento de materiales fisibles y otros materiales radiactivos (6.192–6.198) . . . . .	87
Requisito 52: Diseño para la monitorización y el análisis de la química de los procesos (6.199) . . . . .	90
7. CONSTRUCCIÓN . . . . .	90
Requisito 53: Programa de construcción (7.1–7.7) . . . . .	90
8. PUESTA EN SERVICIO . . . . .	92
Requisito 54: Programa de puesta en servicio (8.1–8.27) . . . . .	92
9. EXPLOTACIÓN . . . . .	98
Organización (9.1–9.8) . . . . .	98
Requisito 55: Estructura y funciones de la entidad explotadora (9.9–9.12) . . . . .	100

Requisito 56: Personal de operación (9.13–9.26) . . . . .	101
Gestión de la seguridad operacional . . . . .	104
Requisito 57: Límites y condiciones operacionales (9.27–9.37) . . . . .	104
Requisito 58: Capacitación, readiestramiento y cualificación del personal (9.38–9.50) . . . . .	106
Requisito 59: Realización de las actividades relacionadas con la seguridad (9.51–9.52) . . . . .	109
Requisito 60: Gestión del envejecimiento (9.53–9.55) . . . . .	109
Requisito 61: Control operacional de las modificaciones (9.56–9.61) . . . . .	110
Requisito 62: Registros e informes (9.62–9.65) . . . . .	112
Operaciones de la instalación . . . . .	113
Requisito 63: Procedimientos operacionales (9.66–9.70) . . . . .	113
Requisito 64: Intendencia operacional y condiciones materiales (9.71–9.73) . . . . .	114
Mantenimiento, ensayo periódico e inspección . . . . .	114
Requisito 65: Mantenimiento, ensayo periódico e inspección (9.74–9.82) . . . . .	114
Seguridad con respecto a la criticidad nuclear . . . . .	116
Requisito 66: Control de la criticidad durante la explotación (9.83–9.89) . . . . .	116
Programa de protección radiológica y gestión de desechos y efluentes radiactivos . . . . .	119
Requisito 67: Programa de protección radiológica (9.90–9.101) . . . . .	119
Requisito 68: Gestión de desechos y efluentes radiactivos (9.102–9.108) . . . . .	121
Programas de seguridad operacional . . . . .	123
Requisito 69: Protección contra incendios y explosiones (9.109–9.115) . . . . .	123
Requisito 70: Gestión de la seguridad industrial y química (9.116–9.117) . . . . .	125
Requisito 71: Programa de gestión de accidentes operacionales 9.118–9.119) . . . . .	125
Requisito 72: Preparación para emergencias (9.120–9.132) . . . . .	126
Requisito 73: Retroinformación sobre la experiencia operacional 9.133–9.137) . . . . .	129
 10. PREPARACIÓN PARA LA CLAUSURA . . . . .	 130
Requisito 74: Plan de clausura (10.1–10.13) . . . . .	132

11. INTERRELACIONES DE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y LA SEGURIDAD FÍSICA. ....	132
Requisito 75: Interrelaciones de la seguridad tecnológica, la seguridad física nuclear y el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares (11.1–11.4).....	132
APÉNDICE: SELECCIÓN DE SUCESOS INICIADORES POSTULADOS PARA LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR.....	135
REFERENCIAS .....	139
ANEXO: CRITERIOS DE RIESGO PARA LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR .....	141
DEFINICIONES .....	145
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN .....	147

# 1. INTRODUCCIÓN

## ANTECEDENTES

1.1. En esta publicación de la categoría de los Requisitos de Seguridad se establecen los requisitos aplicables a todas las esferas importantes de la seguridad en todas las fases de la vida de una instalación del ciclo del combustible nuclear, incluidos el diseño, la explotación y todas las actividades que se lleven a cabo a fin de alcanzar el propósito para el que se construyó la instalación. Estas actividades comprenden el mantenimiento, la inspección en servicio y otras labores conexas, así como el procesamiento de los materiales radiactivos desde su entrada en la instalación hasta que salen de ella. La presente publicación sustituye el volumen NS-R-5 de la categoría de los Requisitos de Seguridad, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado *Seguridad de las Instalaciones del Ciclo del Combustible Nuclear*, publicado en 2008, y revisado y publicado nuevamente, con apéndices adicionales, en 2014<sup>1</sup>.

1.2. Los requisitos de seguridad nuclear tienen por objetivo garantizar el máximo nivel de seguridad que se pueda razonablemente alcanzar para la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante procedente de las instalaciones nucleares [1]. Es un hecho que la tecnología y los conocimientos científicos avanzan, y que la seguridad nuclear y la idoneidad de la protección contra los riesgos radiológicos han de examinarse a la luz de los conocimientos actuales. Esta publicación de la categoría de los Requisitos de Seguridad refleja el consenso internacional actual y la experiencia de los Estados Miembros del OIEA con el uso de la edición anterior.

1.3. En la presente publicación, se entiende por instalaciones del ciclo del combustible nuclear las instalaciones nucleares, distintas de las centrales nucleares, los reactores de investigación y los conjuntos críticos, en que se procesan, manipulan, almacenan y preparan para su disposición final materiales nucleares y materiales radiactivos en cantidades o concentraciones que pueden plantear peligros para el personal, el público y el medio ambiente. Son instalaciones del ciclo del combustible nuclear:

---

<sup>1</sup> ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear*, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, N° NS-R-5 (Rev.1), OIEA, Viena (2019).

- a) las instalaciones de extracción y procesamiento de minerales de uranio y torio;
- b) las instalaciones de conversión y enriquecimiento de uranio;
- c) las instalaciones de reconversión y fabricación de combustible nuclear de cualquier tipo;
- d) las instalaciones de almacenamiento provisional de materiales fisibles y materiales fértiles antes y después de su irradiación;
- e) las instalaciones de producción de energía nuclear para la generación de electricidad, la investigación y otros fines;
- f) las instalaciones de reprocesamiento de combustible nuclear gastado y de materiales fértiles procedentes de reactores térmicos y reactores rápidos;
- g) las instalaciones conexas de acondicionamiento de desechos y tratamiento de efluentes y las de almacenamiento provisional de desechos que permiten la recuperación de estos para su ulterior disposición final;
- h) las instalaciones de separación de radionucleidos del torio y el uranio irradiados;
- i) las instalaciones de investigación y desarrollo conexas.

Los requisitos aplicables a las centrales nucleares, los reactores de investigación y los conjuntos críticos, las instalaciones de extracción y procesamiento de minerales naturales y las instalaciones de disposición final de desechos se establecen en otras normas de seguridad del OIEA y, en consecuencia, no se abordan en la presente publicación.

1.4. Las instalaciones del ciclo del combustible nuclear emplean muchas tecnologías y procesos diferentes. Con frecuencia, los materiales radiactivos se procesan en una serie de unidades interconectadas, por lo que pueden encontrarse en toda la instalación. La forma física y química de los materiales procesados puede variar también dentro de una misma instalación. En algunos de los procesos se emplean sustancias químicas y gases peligrosos, que pueden ser tóxicos, corrosivos, combustibles o reactivos y que, en consecuencia, pueden exigir otros requisitos de seguridad específicos, además de los impuestos por motivos de seguridad nuclear. Por ejemplo, las sustancias químicas reactivas utilizadas en muchas instalaciones del ciclo del combustible nuclear pueden causar reacciones exotérmicas que a veces será necesario controlar para prevenir efectos tales como el sobrecalentamiento, o incendios o explosiones. Otro rasgo específico de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear es que en muchos casos se caracterizan por cambios frecuentes en el modo de funcionamiento, el equipo y los procesos. Las operaciones en las instalaciones del ciclo del combustible nuclear requieren por lo general una mayor intervención de los operadores que las de los reactores nucleares, lo que puede plantear peligros particulares para el personal. Por otro lado, el peligro global que



muchas de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear presentan para el público puede ser bajo. La índole y diversidad de los procesos realizados en las instalaciones del ciclo del combustible nuclear dan lugar a un amplio abanico de condiciones peligrosas y accidentes posibles que deben tenerse en cuenta en el análisis de seguridad. En vista de la gran variedad de instalaciones y peligros existentes, los requisitos establecidos en la presente publicación deberán aplicarse empleando un enfoque graduado, cuando así se indique [1].

## OBJETIVO

1.5. El objetivo de la presente publicación es sentar una base para la seguridad y la evaluación de la seguridad en todas las etapas de la vida de una instalación del ciclo del combustible nuclear estableciendo los requisitos que deben cumplirse en la evaluación del emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación y la preparación para la clausura a fin de garantizar la seguridad.

1.6. Esta publicación está dirigida a las organizaciones que participan en el diseño, la fabricación, la construcción, la modificación, el mantenimiento, la explotación y la clausura de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, en el análisis, la verificación y el examen de la seguridad, y en la prestación de apoyo técnico, así como a los órganos reguladores. Los requisitos de seguridad relativos al diseño y la explotación, incluida la puesta en servicio, son objeto de particular atención.

1.7. En esta publicación se hace también referencia a otros volúmenes de la categoría de los Requisitos de Seguridad del OIEA que tratan de aspectos relacionados con la supervisión reglamentaria, la gestión de la seguridad y la evaluación de los emplazamientos para instalaciones del ciclo del combustible nuclear. La presente publicación debería utilizarse en combinación con esos volúmenes de los Requisitos de Seguridad del OIEA y con las Guías de Seguridad del OIEA, que ofrecen recomendaciones para cumplir esos requisitos en tipos específicos de instalaciones y en actividades concretas.

## ÁMBITO DE APLICACIÓN

1.8. Esta publicación de la categoría de los Requisitos de Seguridad se aplica a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear de todo tipo y tamaño, incluidas las de procesamiento, refinación, conversión, enriquecimiento y fabricación de combustible, las de almacenamiento de combustible nuclear gastado y

reprocesamiento del combustible nuclear gastado, y las de investigación y desarrollo del ciclo del combustible nuclear, así como las instalaciones auxiliares de apoyo en que se manipulan materiales radiactivos. El ámbito de aplicación de la presente publicación va desde la refinación y conversión del uranio hasta el almacenamiento de los desechos radiactivos antes de la disposición final. Las instalaciones de extracción y procesamiento de minerales naturales, las centrales nucleares, los reactores de investigación, los conjuntos críticos y las instalaciones de disposición final de desechos quedan excluidos del ámbito de esta publicación. Los tipos de materiales radiactivos a los que se aplican estos requisitos comprenden los materiales nucleares usados como combustible fisible o fértil en reactores térmicos y rápidos. Además del uranio procesado, estos materiales comprenden el plutonio, el combustible MOX (mezcla de óxido de uranio,  $UO_2$ , y óxido de plutonio,  $PuO_2$ ), el material fértil de torio y otros tipos de combustible experimental. También se incluyen requisitos para la gestión de los desechos previa a la disposición final y para la gestión de los efluentes que contienen materiales radiactivos y de las sustancias químicas peligrosas conexas en distintos tipos de instalación. Los procesos y los peligros en las instalaciones que producen isótopos mediante la separación química del material nuclear pueden ser parecidos a los procesos y peligros en las instalaciones de procesamiento y reprocesamiento del combustible nuclear. Los requisitos establecidos en esta publicación para la seguridad con respecto a la criticidad y el confinamiento pueden también aplicarse a dichos procesos, utilizando un enfoque graduado.

1.9. Los requisitos de seguridad establecidos en la presente publicación deberán aplicarse a las nuevas instalaciones del ciclo del combustible nuclear y, en la medida en que sea factible, también a las ya existentes.

1.10. En vista de la gran diversidad de instalaciones y operaciones que abarca esta publicación, los requisitos que en ella se definen se deberán aplicar de forma proporcionada al peligro potencial que exista en cada instalación, de conformidad con el enfoque graduado. Se señalarán los casos en que los requisitos deban aplicarse de manera graduada, teniendo en cuenta la naturaleza y posible magnitud de los peligros que se planteen en las distintas instalaciones y actividades (véase la sección 2).

1.11. Esta publicación no se ocupa de:

- a) los requisitos tratados específicamente en otras publicaciones de la categoría de los Requisitos de Seguridad del OIEA (por ejemplo, en las

- referencias [2 a 6]), salvo para indicar la necesidad de un enfoque graduado en la aplicación de algunos de ellos;
- b) las cuestiones relacionadas con la seguridad física nuclear (salvo los requisitos referentes a las interrelaciones de la seguridad nuclear tecnológica y física, que se establecen en la sección 11) o con los sistemas nacionales de contabilidad y control de materiales nucleares;
  - c) las cuestiones de seguridad industrial convencional que en ninguna circunstancia puedan interferir con la seguridad nuclear de una instalación del ciclo del combustible nuclear. (Por ejemplo, no se aborda el caso de un derrame de diésel durante una transferencia del combustible de los generadores diésel que no pueda afectar a la seguridad nuclear de la instalación, pero sí se aborda el de una emisión de HF que se deba a la fuga e hidrólisis de UF<sub>6</sub>.)

1.12. En el caso de las instalaciones o actividades particulares del ciclo del combustible nuclear que utilicen materiales radiactivos pero que no correspondan exactamente al ámbito de aplicación o la descripción que figuran en el párrafo 1.8, los requisitos de seguridad establecidos en la presente publicación podrán servir de base para la elaboración de requisitos específicos.

1.13. Los términos utilizados en la presente publicación habrán de entenderse tal como se definen y explican en el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* [7], a menos que se indique otra cosa (véase la sección “Definiciones”).

## ESTRUCTURA

1.14. En la sección 2 de esta publicación, que se basa en el volumen N° SF-1 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado *Principios fundamentales de seguridad* [1], se presentan los objetivos, conceptos y principios generales de la seguridad de las instalaciones nucleares, haciendo hincapié en los aspectos de la seguridad radiológica y la seguridad nuclear de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear. En la sección 3, que se basa en la publicación N° GSR Part 1 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad* [3], se establecen los requisitos generales referentes a la infraestructura jurídica y de reglamentación, en la medida en que se aplican a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear. En la sección 4 se establecen los requisitos relacionados con la gestión y la verificación de la seguridad. Esta sección se basa en la publicación N° GSR Part 2 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Leadership and Management for Safety* (Liderazgo y gestión en pro de la seguridad) [4]. La

sección 5 contiene los requisitos relativos a la evaluación de los emplazamientos para las instalaciones del ciclo del combustible nuclear nuevas y ya existentes. Esta sección se basa en la publicación N° NS-R-3 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares* [5]. En la sección 6 figuran los requisitos de evaluación de la seguridad para el diseño seguro de todos los tipos de instalaciones del ciclo del combustible nuclear. Estos requisitos se aplican a las instalaciones nuevas, pero también pueden aplicarse al examinar la seguridad de instalaciones ya existentes. En la sección 7 se establecen los requisitos para la construcción de una instalación del ciclo del combustible nuclear. En la sección 8 figuran los requisitos para el proceso de puesta en servicio. También se establecen los requisitos relativos a la transición gradual de la puesta en servicio no activa a la puesta en servicio activa, que es el momento en que se aplican los requisitos para la explotación. Los requisitos de las secciones 7 y 8 pueden aplicarse también a las modificaciones de instalaciones ya existentes, utilizando el enfoque graduado.

1.15. En la sección 9 se establecen los requisitos para la explotación segura de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, incluidos el mantenimiento, la utilización y la modificación. También se examinan las necesidades de registros e informes en una instalación de ese tipo, que se aplican igualmente en otras etapas de la vida de la instalación. En la sección 10 se establecen los requisitos para la preparación de la clausura segura de una instalación del ciclo del combustible nuclear, sobre la base de la publicación N° GSR Part 6 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Clausura de instalaciones* [8], mientras que la sección 11 contiene los requisitos relativos a las interrelaciones de la seguridad tecnológica y física. En el apéndice figuran listas de los sucesos iniciadores postulados que deberán considerarse en el análisis de seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear. El anexo ofrece información sobre el establecimiento de los criterios de riesgo para la seguridad.

## **2. APLICACIÓN DEL OBJETIVO, LOS CONCEPTOS Y LOS PRINCIPIOS DE SEGURIDAD A LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

### **CONSIDERACIONES GENERALES**

2.1. En la publicación SF-1 [1] se establecen el objetivo fundamental de la seguridad y diez principios de seguridad que constituyen la base de los requisitos y las medidas para proteger a los trabajadores, el público y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, así como de la seguridad de las instalaciones y actividades que plantean riesgos radiológicos. Para reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control de la subcriticidad o a una pérdida de confinamiento de los materiales radiactivos, o a la exposición de personas a la radiación, es necesario también controlar los peligros químicos y otros peligros no radiológicos de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear.

### **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. El párrafo 2.1 de la publicación SF-1 [1] dice lo siguiente:

“Este objetivo fundamental de proteger a las personas —individual y colectivamente— y el medio ambiente debe alcanzarse sin restringir indebidamente la explotación de las instalaciones o la realización de actividades que sean fuente de riesgos asociados a las radiaciones. Para garantizar que las instalaciones se exploten y las actividades se realicen de modo que se logre el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar, es necesario adoptar medidas con el fin de:

- a) controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la emisión 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] reza como sigue:

“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 la explotación, así como la clausura y el cierre. Ello comprende las actividades conexas de transporte de materiales radiactivos y gestión de los desechos radiactivos.”

Este objetivo se aplica a todos los estados de la instalación<sup>2</sup>. En la presente publicación, el término ‘fabricación’ se refiere a la fabricación de componentes importantes para la seguridad de la instalación y el ‘transporte’ incluye el transporte dentro de la instalación. Los requisitos de seguridad del OIEA para el transporte fuera de los emplazamientos se definen en la publicación N° SSR-6 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos* [9]. Los requisitos para el cierre de un repositorio de desechos se definen en la publicación N° SSR-5 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Disposición final de desechos radiactivos* [10].

2.4. En el contexto de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, es necesario controlar también los peligros no radiológicos relacionados con los materiales radiactivos que se encuentran en la instalación a fin de reducir al mínimo los riesgos para los trabajadores, el público y el medio ambiente. Los sucesos desencadenados por peligros químicos y las sustancias químicas tóxicas utilizadas en la instalación pueden repercutir considerablemente en el logro del objetivo fundamental de la seguridad. Los peligros industriales relacionados con los materiales radiactivos deben tenerse en cuenta en el diseño, la puesta en servicio y la explotación de la instalación. En las instalaciones del ciclo del combustible nuclear pueden tener lugar también procesos industriales que planteen riesgos adicionales para la seguridad de las operaciones nucleares, el personal del emplazamiento y el medio ambiente. Además, deberán tenerse en cuenta los peligros puramente industriales que puedan interferir en la seguridad nuclear de la instalación.

---

<sup>2</sup> Véase la sección “Definiciones”.

## PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE SEGURIDAD

2.5. El párrafo 2.3 de la publicación SF-1 [1] dice lo siguiente:

“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.”

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

### Principio 1: Responsabilidad de la seguridad

La responsabilidad primordial de la seguridad debe recaer en la persona u organización<sup>3</sup> a cargo de las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones.

### 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 organizaciones que se ocupan de los riesgos asociados a las radiaciones, y en las instalaciones y actividades que los generan.

### Principio 4: Justificación de las instalaciones y actividades

Las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a la radiación deben reportar un beneficio general.

---

<sup>3</sup> En el caso de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, esta es la entidad explotadora.

#### 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 asociados a las radiaciones 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 asociados a las radiaciones 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 para casos de emergencia

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

#### Principio 10: Medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados

Las medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados deben justificarse y optimizarse.

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

## PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

2.7. Para cumplir los principios de seguridad, es preciso garantizar que, en todos los estados operacionales (el funcionamiento normal y los incidentes



operacionales previstos) de una instalación del ciclo del combustible nuclear, las dosis debidas a la exposición a la radiación dentro de la instalación o a la exposición causada por descargas radiactivas se mantengan dentro de los límites operacionales y por debajo de los límites de dosis, y en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse (deben optimizarse la protección y la seguridad [2]).

2.8. Para la aplicación de los principios de seguridad, es necesario también que las instalaciones del ciclo del combustible nuclear se diseñen y exploten de manera que todas las fuentes de radiación y todos los materiales nucleares estén sometidos a un control técnico y administrativo estricto (véase el requisito 57). Sin embargo, estos principios no excluyen las exposiciones limitadas o la emisión de cantidades autorizadas de materiales radiactivos de la instalación al medio ambiente en los estados operacionales. Esas exposiciones y emisiones radiactivas deben mantenerse estrictamente controladas, medirse o estimarse, registrarse y mantenerse en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar, en cumplimiento de los límites reglamentarios y operacionales y de los requisitos de protección radiológica.

2.9. Aunque se adopten medidas para limitar la exposición a la radiación en todos los estados operacionales a los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar y reducir al mínimo la probabilidad de un suceso que pueda conducir a la pérdida del control normal de la fuente de radiación, seguirá existiendo una probabilidad, aunque muy pequeña, de que se produzca un accidente. Por lo tanto, deben existir disposiciones de emergencia que permitan mitigar 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<sup>4</sup>; disposiciones de emergencia dentro del emplazamiento, establecidas por la entidad explotadora; y, cuando sea necesario, disposiciones de emergencia fuera del emplazamiento, adoptadas por las autoridades competentes de conformidad con lo dispuesto en la publicación N° GSR Part 7 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica* [6].

## CONCEPTO DE DEFENSA EN PROFUNDIDAD

2.10. El principal medio de prevenir accidentes en una instalación del ciclo del combustible nuclear y de mitigar sus consecuencias, si se producen, es aplicar

---

<sup>4</sup> Véanse el requisito 21 y la sección “Definiciones”.

el concepto de la defensa en profundidad (SF-1 [1], Principio 8). Este concepto se aplica a todas las actividades vinculadas con la seguridad, ya sea que se relacionen con la organización, el comportamiento o el diseño, en todos los estados operacionales, incluidas las actividades que entrañen peligros químicos. El objetivo es lograr que todas las actividades relacionadas con la seguridad estén sujetas a niveles de protección (o barreras) independientes, de modo que si se produce un fallo en uno de esos niveles, se detecte y se contrarreste o corrija con la aplicación eficaz de medidas en los otros niveles.

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

2.12. El párrafo 3.31 de la publicación SF-1 [1] dice lo siguiente:

“[La defensa en profundidad] consiste fundamentalmente en la combinación de una serie de niveles de protección consecutivos e independientes que tendrían que fallar antes de que se produjeran efectos nocivos para las personas o el medio ambiente. Si fallara un nivel de protección o una barrera, el nivel o la barrera siguientes cumplirían su función... La eficacia independiente de los diferentes niveles de defensa es un elemento necesario de la defensa en profundidad.”

En las instalaciones del ciclo del combustible nuclear se aplica un enfoque graduado del concepto de defensa en profundidad. Existen cinco niveles de defensa:

- 1) La finalidad del primer nivel de defensa es evitar las desviaciones del funcionamiento normal y el fallo de los elementos importantes para la seguridad. Para ello es necesario que la selección del emplazamiento, el diseño, la construcción, el mantenimiento, la explotación y la modificación de la instalación se efectúen aplicando criterios correctos y conservadores, con arreglo a un sistema de gestión y a prácticas de ingeniería apropiadas y de probado valor. Para cumplir estos requisitos, se presta gran atención a la selección de códigos y materiales de diseño adecuados, y al control de calidad de la fabricación de los componentes y la construcción de la instalación, así como a su puesta en servicio. Las opciones de diseño que reducen las posibilidades de peligros internos, incluida la selección de procesos que tengan esa característica, contribuyen a prevenir los

accidentes en este nivel de defensa. También se presta atención a los procesos y procedimientos relacionados con el diseño, la fabricación, la construcción y la inspección en servicio, el mantenimiento y el ensayo, a la facilidad de acceso para realizar esas actividades, y a la forma en que se explota la instalación y la manera en que se aprovecha la experiencia operacional. Este proceso se sustenta en un análisis detallado en que se determinan los requisitos aplicables a la explotación y el mantenimiento de la instalación, así como los requisitos de gestión de la calidad en las prácticas de explotación y mantenimiento.

- 2) La finalidad del segundo nivel de defensa es detectar y controlar las desviaciones de los estados operacionales para evitar que los incidentes operacionales previstos en la instalación degeneren en condiciones de accidente<sup>5</sup>. Con ello se reconoce que es probable que durante la vida operacional de una instalación del ciclo del combustible nuclear se produzcan los sucesos iniciadores postulados, pese a las precauciones adoptadas para evitarlos. Este segundo nivel de defensa requiere la inclusión de determinados sistemas y elementos en el diseño, la confirmación de su eficacia mediante el análisis de seguridad, y el establecimiento de procedimientos operacionales para evitar esos sucesos iniciadores, o reducir al mínimo sus consecuencias, y poner nuevamente la instalación en un estado seguro.
- 3) Para el tercer nivel de defensa se supone que, aunque sea muy improbable, es posible que ciertos incidentes operacionales previstos o sucesos iniciadores postulados no puedan ser controlados en un nivel anterior y se produzca un accidente. En el diseño de la instalación se da por supuesto que esos accidentes ocurren. Ello genera la necesidad de adoptar elementos de seguridad inherente y/o dispositivos de seguridad, un diseño de fallo sin riesgo y procedimientos para controlar las consecuencias de esos accidentes. Los dispositivos de seguridad serán capaces de evitar un daño extenso en la instalación o emisiones importantes fuera del emplazamiento y de volver a poner la instalación en un estado seguro y mantener por lo menos una barrera física de confinamiento de los materiales radiactivos. Esta barrera puede consistir en una barrera ‘estática’ combinada con una barrera ‘dinámica’ complementaria (por ejemplo, un sistema de ventilación), que juntas proporcionen un confinamiento eficaz de los materiales radiactivos. El objetivo más importante de este nivel es evitar que se produzcan emisiones de materiales radiactivos y de los materiales peligrosos conexos, o niveles de radiación que requieran la adopción de medidas protectoras fuera del emplazamiento.

---

<sup>5</sup> Véase la sección “Definiciones”.

- 4) La finalidad del cuarto nivel de defensa es mitigar las consecuencias de los accidentes que se deriven del fallo del tercer nivel de la defensa en profundidad. El objetivo más importante de este nivel es garantizar la función de confinamiento y lograr así que las emisiones radiactivas se mantengan en el nivel más bajo que sea razonablemente posible alcanzar.
- 5) El quinto nivel de defensa tiene por objetivo mitigar las consecuencias radiológicas y las consecuencias químicas conexas de las emisiones o los niveles de radiación que podrían producirse a raíz de un accidente. Para ello es necesario disponer de instalaciones de respuesta a emergencias adecuadamente equipadas, y de planes y procedimientos de emergencia para la respuesta tanto dentro como fuera del emplazamiento.

2.13. Al aplicar el concepto de defensa en profundidad, es preciso tener en cuenta, en cada nivel de defensa, los peligros químicos relacionados con los materiales radiactivos (es decir, las propiedades peligrosas que se derivan de las características químicas de esos materiales o que son consecuencia de las actividades realizadas en la instalación). Cuando proceda, deberá también tenerse en cuenta, en los niveles de defensa cuarto y quinto, la posible interacción de múltiples instalaciones o múltiples accidentes en un mismo emplazamiento.

2.14. El enfoque de la seguridad que se aplica para cumplir el objetivo y 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 de la instalación del ciclo del combustible nuclear. Además del control automático, muchas de estas instalaciones requieren la intervención de operadores para mantener y controlar la seguridad de los materiales radiactivos en toda la instalación. El enfoque de la seguridad se ocupa de los medios con los que la entidad apoya a las personas y los grupos para que desempeñen sus tareas de forma segura, teniendo en cuenta las interacciones de las personas, la tecnología y los aspectos organizativos. Por consiguiente, para una aplicación adecuada del concepto de defensa en profundidad es esencial que todas las personas sean conscientes de las cuestiones de seguridad y se esfuercen al máximo por mantener la seguridad, ayudadas, cuando sea el caso, por un eficaz liderazgo y una gestión efectiva en este ámbito.

## ENFOQUE GRADUADO

2.15. Las instalaciones del ciclo del combustible nuclear son de distinta naturaleza y de diferentes tipos. Sus características de diseño y explotación pueden ser muy variadas y encerrar peligros de diversa índole. Cuando se

demuestre que ciertos peligros son inexistentes o muy pequeños, puede ser menos adecuado o importante aplicar algunas características o procedimientos que son imprescindibles en otras instalaciones en que el peligro es mayor. Dado que las instalaciones del ciclo del combustible nuclear plantean una gama más amplia de peligros que los reactores de potencia, se puede usar un enfoque graduado en el cumplimiento de algunos de los requisitos establecidos en la presente publicación (véase el requisito 11).

### **3. SUPERVISION REGLAMENTARIA DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

#### **INFRAESTRUCTURA LEGISLATIVA Y REGLAMENTARIA**

3.1. De conformidad con lo dispuesto en la publicación SF-1 [1], compete al gobierno establecer una legislación que asigne la responsabilidad primordial de la seguridad a la entidad explotadora y crear un órgano regulador que se encargue de los sistemas de autorización e inspección<sup>6</sup>, del control reglamentario de las actividades nucleares y de la aplicación coercitiva de la ley, los reglamentos y las condiciones de la autorización. Estos principios se establecen en la sección 3 (principios 1 y 2) de la publicación SF-1 [1].

3.2. Los requisitos generales para el cumplimiento de estos principios se enuncian en la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3], que examina los aspectos esenciales del marco gubernamental y jurídico para el establecimiento de un órgano regulador y la adopción de las medidas necesarias a fin de instaurar un control reglamentario eficaz de las instalaciones y actividades, ya existentes y nuevas, que tienen fines pacíficos. También examina otras responsabilidades y funciones, como el enlace con el régimen de seguridad mundial 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, y las interrelaciones con la seguridad física nuclear<sup>7</sup> (véanse la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] y la referencia [11]) y con el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares. Estos requisitos generales se

---

<sup>6</sup> Véanse los requisitos 23, 27 y 28 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3].

<sup>7</sup> El OIEA publica orientaciones sobre la seguridad física nuclear en su *Colección de Seguridad Física Nuclear*.

aplican a la infraestructura jurídica y gubernamental general para la seguridad de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear durante la evaluación del emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación, la modificación y la preparación para la clausura. En su cumplimiento se utilizará un enfoque graduado, acorde con los peligros a los que pueda estar expuesta la instalación (véase el párrafo 2.15).

## PROCESO DE AUTORIZACIÓN

3.3. Para las distintas etapas de la vida de una instalación es necesario obtener diferentes tipos de autorización [3]. El proceso de autorización puede variar de un Estado a otro, pero las etapas de la vida de una instalación del ciclo del combustible nuclear suelen ser las siguientes:

- 1) Evaluación del emplazamiento;
- 2) Diseño;
- 3) Construcción;
- 4) Puesta en servicio;
- 5) Explotación, incluidas la utilización y la modificación<sup>8</sup>;
- 6) Parada;
- 7) Clausura;
- 8) Levantamiento del control reglamentario.

3.4. En algunos casos, una sola licencia puede autorizar varias etapas, con condiciones para el control de las etapas posteriores. El órgano regulador podría exigir otras etapas, como el término de las operaciones.

### **Requisito 1: Documentación para la concesión de la licencia**

**La entidad explotadora demostrará la seguridad de su instalación mediante un conjunto de documentos que se conocen como la ‘documentación para la concesión de la licencia’ (o la justificación de la seguridad). La documentación para la concesión de la licencia proporcionará una base para la seguridad de la instalación en todas las etapas de su vida, y se actualizará**

---

<sup>8</sup> Aunque la utilización y modificación de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear son actividades que normalmente forman parte de la explotación, en algunos casos se consideran etapas independientes en el proceso de autorización, ya que sus repercusiones en la seguridad dan lugar a un gran número de actividades de examen y evaluación que se repiten varias veces a lo largo de la vida de la instalación (véase el requisito 5).

**periódicamente a fin de incorporar en ella las modificaciones que se efectúen en la instalación y otros cambios. Esta documentación será examinada por el órgano regulador cuando deba determinar si se otorgarán las autorizaciones necesarias conforme a los requisitos legislativos y reglamentarios nacionales.**

3.5. La documentación para la concesión de la licencia incluirá un informe de análisis de la seguridad adecuado y los límites y condiciones operacionales, así como cualquier otra información que exija el órgano regulador. Esta documentación proporcionará una demostración detallada de la seguridad de la instalación y servirá de base para todas las decisiones relacionadas con la seguridad de la instalación que adopte la entidad explotadora; por lo tanto, constituye un vínculo importante entre la entidad explotadora y el órgano regulador.

3.6. El informe de análisis de la seguridad describirá con un grado de detalle adecuado todas las actividades que sean importantes para la seguridad, e indicará cualquier restricción que rija con respecto a la entrada y salida de productos de la instalación. Asimismo, describirá cómo se han aplicado los principios y criterios de seguridad en el diseño para garantizar la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente. El informe de análisis de la seguridad contendrá un análisis de los peligros que plantee la explotación de la instalación y demostrará que se cumplen los requisitos y criterios reglamentarios. También incluirá análisis de accidentes, y de los elementos de seguridad incorporados en el diseño para prevenirlos o para reducir al mínimo la probabilidad de que se produzcan y mitigar sus consecuencias, de conformidad con el concepto de la defensa en profundidad.

3.7. Las funciones de seguridad, los límites de seguridad conexos y los elementos importantes para la seguridad se definirán en el informe de análisis de la seguridad, que también contendrá detalles sobre la entidad explotadora, la ejecución de las operaciones y el sistema de gestión durante toda la vida de la instalación del ciclo del combustible nuclear. La documentación para la concesión de la licencia incluirá información detallada sobre las disposiciones de emergencia adoptadas para la instalación.

3.8. El grado de detalle de la información que se presente en el informe de análisis de la seguridad se determinará aplicando un enfoque graduado. El informe citará las referencias adicionales que puedan ser necesarias para su examen y evaluación a fondo. El material de referencia se pondrá a disposición del órgano regulador. En todos los casos, el informe de análisis de la seguridad abarcará todos los temas señalados en los párrafos 3.6 y 3.7.

3.9. La documentación para la concesión de la licencia especificará los intervalos a los que se realizarán las inspecciones y los ensayos periódicos de los elementos importantes para la seguridad, e incluirá un examen de la aplicación del principio de optimización de la protección (principio 5 de la publicación SF-1 [1]) en el diseño y la explotación de la instalación.

3.10. La entidad explotadora notificará debidamente al órgano regulador su intención de pasar de una etapa de la vida de la instalación a otra. El órgano regulador documentará sus decisiones sobre la necesidad de obtener una autorización y evaluará la documentación para la concesión de la licencia antes de otorgar una autorización. La entidad explotadora presentará al órgano regulador la documentación para la concesión de la licencia a fin de respaldar su solicitud de autorización para la instalación o actividad. El órgano regulador y la entidad explotadora acordarán un calendario para la presentación de los documentos que deban examinarse y evaluarse en las etapas del proceso de autorización.

3.11. El órgano regulador basará las autorizaciones ulteriores para las etapas de la vida de la instalación en los objetivos y principios de seguridad y los criterios conexos que sean pertinentes a fin de garantizar que la instalación no presente riesgos radiológicos indebidos para el personal del emplazamiento, el público y el medio ambiente. Al llevar a cabo su evaluación, el órgano regulador tendrá en cuenta los peligros químicos conexos y el asesoramiento sobre la seguridad correspondiente. En la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se exponen los objetivos específicos del examen y la evaluación por el órgano regulador. Esa labor de examen y evaluación del órgano regulador será proporcionada a la posible magnitud del peligro que plantee la instalación, de conformidad con el enfoque graduado.

### **Criterios para juzgar la seguridad**

3.12. Cada Estado elaborará su enfoque respecto de los criterios que se aplicarán para juzgar la seguridad, en función de su infraestructura jurídica y reglamentaria. Estos criterios se basarán en los principios de la seguridad en el diseño y la explotación y se comunicarán a la entidad explotadora, en lo posible antes de que comience el proyecto de la instalación del ciclo del combustible nuclear. En el anexo de la presente publicación se ilustra el concepto de los criterios para juzgar la seguridad, expresado en términos de la relación entre la probabilidad de que ocurra un suceso y las consecuencias que ese suceso tendría.



## INSPECCIÓN Y APLICACIÓN COERCITIVA

3.13. En el párrafo 2.5 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] se afirma que el marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad

“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. El párrafo 4.50 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] dice lo siguiente:

“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. El requisito 30 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1) [3] reza como sigue:

“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 indicios de incumplimiento o se detectan riesgos, incluidos riesgos no previstos en el proceso de autorización, se adoptarán las medidas coercitivas descritas en el párrafo 4.55 de la publicación GSR Part 1 (Rev.1) [3].

## **4. GESTIÓN Y VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD EN UNA INSTALACIÓN DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

### RESPONSABILIDAD DE LA SEGURIDAD

#### **Requisito 2: Responsabilidades en la gestión de la seguridad**

**La entidad explotadora tendrá la responsabilidad primordial de la seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear durante toda la vida de la instalación. Es parte de esta responsabilidad velar por que el diseño de la instalación cumpla todos los requisitos de seguridad aplicables.**

4.1. La entidad explotadora y todas las demás entidades que participen en actividades importantes para la seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear tendrán la responsabilidad de velar por que se otorgue la más alta prioridad a las cuestiones relacionadas con la seguridad. La entidad explotadora poseerá la competencia necesaria para velar por que la instalación cumpla todos los requisitos de seguridad aplicables, y mantendrá la responsabilidad de la seguridad cuando subcontrate cualquiera de los procesos, como el diseño u otros análisis.

4.2. A fin de lograr que el personal de todos los niveles contribuya con su rigor y meticulosidad a la consecución y el mantenimiento de la seguridad en todas las actividades, la entidad explotadora:

- a) definirá claramente las responsabilidades y obligaciones de rendición de cuentas por la seguridad, con las correspondientes líneas jerárquicas y de comunicación, y velará por que no se asignen a las personas otras funciones de la empresa que puedan estar en conflicto con sus responsabilidades en materia de seguridad;
- b) tendrá una plantilla integrada por suficientes personas calificadas y con la debida experiencia en todos los niveles;
- c) promoverá una sólida cultura de la seguridad y cumplirá estrictamente los procedimientos adecuados en todas las actividades que puedan afectar a la seguridad, velando por que los directores y supervisores promuevan y apoyen las buenas prácticas de seguridad y corrijan las prácticas que sean deficientes;

- d) examinará, vigilará y auditará<sup>9</sup> periódicamente todas las cuestiones relacionadas con la seguridad y, cuando sea necesario, adoptará las medidas correctivas apropiadas;
- e) asignará suficientes recursos financieros para garantizar la seguridad, incluida la previsión de recursos para la clausura de la instalación, cuando no los proporcione el Gobierno.

4.3. La entidad explotadora preparará una demostración detallada de la seguridad, que incluirá un análisis de seguridad apropiado, en cada etapa de la vida de la instalación. El análisis de seguridad de cada etapa incluirá una demostración adecuada del modo en que la entidad explotadora tiene previsto cumplir su responsabilidad relativa a la seguridad en todas las etapas ulteriores de la vida de la instalación del ciclo del combustible nuclear.

4.4. La entidad explotadora hará llegar oportunamente al órgano regulador toda información que este le solicite, y pondrá en su conocimiento toda nueva información de que disponga y todo cambio importante que se produzca en la información ya presentada. Toda la información que la entidad explotadora facilite al órgano regulador será completa y exacta. El formato y contenido de la documentación sobre la seguridad que la entidad explotadora presente al órgano regulador en apoyo de la solicitud de autorización se ajustarán a los requisitos establecidos en la presente publicación.

### **Requisito 3: Política de seguridad**

**La entidad explotadora establecerá y aplicará políticas de seguridad, salud y medio ambiente que otorguen a la protección y a la seguridad la prioridad absoluta que merecen por su importancia.**

4.5. La entidad explotadora establecerá y aplicará una política de seguridad que otorgue la máxima prioridad a la seguridad, por encima de cualquier otra exigencia, incluidas las de la producción de la instalación y de los calendarios de los proyectos o los programas de investigación y desarrollo. La política de seguridad promoverá una sólida cultura de la seguridad, que comprenda

---

<sup>9</sup> Las evaluaciones independientes, como las auditorías o las actividades de vigilancia, tienen por objeto determinar en qué medida se cumplen los requisitos aplicables al sistema de gestión, evaluar la eficacia de ese sistema y detectar las oportunidades de introducir mejoras. Pueden ser realizadas por la propia entidad, o por otros en su nombre, para fines internos, por partes interesadas tales como los clientes, por el órgano regulador (u otras personas en su nombre) o por organizaciones externas independientes.

una actitud inquisitiva y la aspiración a la excelencia en todas las actividades importantes para la seguridad. El personal directivo fomentará la conciencia de la seguridad en todas las personas de la entidad (véase la referencia [12]).

4.6. La política de seguridad estipulará claramente el papel de liderazgo del nivel más alto de la administración en las cuestiones de seguridad. Corresponderá al personal directivo superior<sup>10</sup> comunicar y aplicar las disposiciones de la política de seguridad en toda la entidad. Todo el personal de la entidad estará informado sobre dicha política y sobre su obligación de velar por la seguridad. Las expectativas del personal directivo superior con respecto al comportamiento de los empleados se comunicarán claramente a todos los interesados, con inclusión de las organizaciones de apoyo externas y los contratistas, y se velará por que esas expectativas estén claras para todos los que deban cumplirlas.

4.7. La política de seguridad de la entidad explotadora incluirá el empeño por introducir mejoras en la seguridad operacional. La estrategia de la entidad explotadora para mejorar la seguridad y encontrar métodos más eficaces para cumplir las normas de seguridad se vigilará continuamente, se revisará de forma periódica y se apoyará mediante un programa debidamente detallado, con metas y objetivos claros.

## SISTEMA DE GESTIÓN

### **Requisito 4: Sistema de gestión**

**La entidad explotadora establecerá y aplicará un sistema de gestión integrado, que evaluará y mejorará continuamente, para garantizar el cumplimiento de todos los requisitos de seguridad en todas las etapas de la vida de la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

4.8. La entidad explotadora establecerá y aplicará un sistema de gestión único y coherente que integre todos los componentes de la entidad, con inclusión de su estructura y sus recursos y procesos, para poder alcanzar sus objetivos<sup>11</sup>. En la publicación GSR Part 2 [4] se establecen los requisitos aplicables a un sistema

---

<sup>10</sup> Por 'personal directivo superior' se entiende la persona o el grupo al que la entidad ha asignado la tarea de dirigir, controlar y evaluar la entidad al más alto nivel [7].

<sup>11</sup> Este sistema integrará todos los elementos de la gestión, como la seguridad tecnológica, la salud, el medio ambiente, la seguridad física, la calidad, los factores humanos y organizativos, y los elementos sociales y económicos, de modo que no se vea comprometida la seguridad.

de gestión integrado de las instalaciones y actividades. Estos requisitos y los objetivos y principios conexos se tendrán en cuenta al desarrollar y aplicar el sistema de gestión de una instalación del ciclo del combustible nuclear, sobre la base de la importancia para la seguridad que revista cada elemento, servicio o proceso. El grado de desarrollo y aplicación del sistema de gestión se determinará, con arreglo al enfoque graduado, para cada instalación del ciclo del combustible nuclear en particular.

4.9. La entidad explotadora velará, mediante el establecimiento y la aplicación del sistema de gestión, por que la selección del emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación y la clausura de la instalación del ciclo del combustible nuclear se efectúen de manera segura y respetando los límites y condiciones operacionales señalados en la documentación para la concesión de la licencia, por ejemplo en el informe de análisis de la seguridad.

4.10. Las disposiciones para la gestión se elaborarán y establecerán oportunamente, antes de las transiciones entre etapas importantes de la vida de la instalación del ciclo del combustible nuclear. En particular, el sistema de gestión comprenderá las actividades de investigación del emplazamiento, que suelen iniciarse mucho antes del establecimiento de un proyecto.

4.11. El sistema de gestión incluirá todos los elementos de la gestión, de manera que los procesos y las actividades importantes para la seguridad se establezcan y lleven a cabo en plena conformidad con otros requisitos, como los relativos a la dirección, el desempeño humano, la seguridad, la calidad, la protección de la salud y la protección del medio ambiente. El sistema de gestión aplicará la política de seguridad.

4.12. El sistema de gestión determinará e incluirá los siguientes requisitos:

- a) los requisitos estatutarios y reglamentarios pertinentes del Estado;
- b) todos los requisitos acordados con las partes interesadas;
- c) las normas de seguridad pertinentes del OIEA sobre las cuestiones no abordadas en los puntos a) y b).

4.13. La documentación del sistema de gestión será examinada en los niveles apropiados de la administración de la entidad explotadora, que deberán aprobarla<sup>12</sup>, y se someterá al examen y la evaluación del órgano regulador, si así se solicita.

4.14. Las disposiciones del sistema de gestión se basarán en cuatro categorías funcionales: las responsabilidades de la administración; la gestión de los recursos; la ejecución de los procesos; y la medición, evaluación y mejora.

### **Responsabilidades de la administración**

4.15. Las responsabilidades de la administración comprenden la planificación, la ejecución y el suministro de los medios y el apoyo necesarios para alcanzar los objetivos de la entidad. Antes de adoptar decisiones importantes que afecten a la seguridad, la administración solicitará asesoramiento independiente y la aprobación del órgano regulador, cuando proceda. A ese respecto, el sistema de gestión incluirá disposiciones que permitan establecer una comunicación eficaz y una clara asignación de las responsabilidades, con indicaciones inequívocas de las obligaciones de rendición de cuentas de los distintos cargos dentro de la entidad, así como de los suministradores, a fin de que los procesos y las actividades importantes para la seguridad se controlen y realicen de un modo que permita alcanzar los objetivos de seguridad.

### **Gestión de los recursos**

4.16. La gestión de los recursos incluye medidas que permiten determinar y poner a disposición de la entidad los recursos esenciales para la aplicación de la política de seguridad y la mejora de la seguridad, así como para el logro de sus objetivos. El sistema de gestión velará por que:

- a) la entidad explotadora tenga una dotación de personal cualificado suficiente para la explotación segura de la instalación;
- b) los suministradores, fabricantes y diseñadores de elementos importantes para la seguridad dispongan de un sistema de gestión eficaz;
- c) el personal externo (incluidos los suministradores de materiales y de servicios) esté debidamente cualificado y lleve a cabo sus actividades

---

<sup>12</sup> En la presente publicación, el término 'aprobación' puede significar la aprobación por la administración de la entidad explotadora o la aprobación por el órgano regulador, a menos que se indique otra cosa.

con los mismos controles y el mismo nivel de calidad que el personal de la instalación;

- d) el equipo, las herramientas, los materiales, y los equipos y programas informáticos necesarios para explotar la instalación de manera segura en todas las etapas de su vida se especifiquen, suministren, controlen, verifiquen y mantengan de conformidad con el sistema de gestión.

## **Ejecución de los procesos**

4.17. La ejecución de los procesos incluye las medidas y tareas necesarias para lograr un nivel de calidad apropiado, de conformidad con un enfoque graduado. Esas medidas y tareas comprenden la determinación de los procesos del sistema de gestión y de sus secuencias e interacciones.

4.18. El sistema de gestión incluirá disposiciones para garantizar que el diseño, con sus cambios, modificaciones o mejoras de la seguridad posteriores, la construcción, la puesta en servicio, las actividades operacionales y la clausura de la instalación del ciclo del combustible nuclear se realicen con arreglo a los códigos, normas, especificaciones, procedimientos y controles administrativos establecidos<sup>13</sup>. Se dispondrán medios para detectar y corregir las deficiencias en cualquiera de esas actividades. Se especificarán los elementos y servicios que sean importantes para la seguridad, y controlará que se utilicen, mantengan y configuren de manera correcta. El sistema de gestión contemplará el uso de códigos informáticos para la justificación de la seguridad de la instalación, así como su validación y verificación (por ejemplo, en ensayos y experimentos).

4.19. Para la fabricación, instalación y construcción de los elementos importantes para la seguridad de la instalación del ciclo del combustible nuclear, se establecerán procesos que garanticen el cumplimiento de los reglamentos y requisitos de seguridad pertinentes y la adecuada realización de las obras de construcción. Esos procesos permitirán a la entidad explotadora verificar que en la fabricación y construcción de los elementos importantes para la seguridad se respeten el objetivo del diseño y los requisitos reglamentarios (véase el requisito 13).

4.20. Como parte del sistema de gestión, se establecerán procesos para controlar las modificaciones, con un enfoque graduado que tenga en cuenta la importancia

---

<sup>13</sup> En la presente publicación, los controles administrativos son instrucciones para modificar la actuación de personas o grupos pertenecientes al personal con el fin de mantener o mejorar la seguridad.

de cada modificación para la seguridad. Estos procesos comprenderán el diseño, el examen, la evaluación y aprobación, la fabricación, el ensayo y la ejecución de los proyectos de modificación. Antes de la etapa de la puesta en servicio de la instalación del ciclo del combustible nuclear, la entidad explotadora establecerá los procedimientos pertinentes que describan los procesos. En las instalaciones de investigación y desarrollo del ciclo del combustible nuclear, las actividades del programa de utilización (incluidos los nuevos experimentos) estarán sujetas a los mismos requisitos que se aplican a las modificaciones.

4.21. Cuando una instalación del ciclo del combustible nuclear importe materiales nucleares, tóxicos o inflamables, o genere productos, desechos o efluentes, toda consecuencia para la seguridad que tengan esos materiales y su transferencia dentro del emplazamiento estará prevista en los procesos del sistema de gestión, con arreglo a un enfoque graduado. Los requisitos para el transporte de materiales radiactivos fuera del emplazamiento se establecen en la publicación SSR-6 [9].

4.22. El sistema de gestión garantizará que los elementos y servicios que se adquieran cumplan los criterios de diseño, calidad y comportamiento establecidos. Los suministradores se evaluarán y elegirán sobre la base de criterios especificados, que se revisarán periódicamente, después de lo cual se repetirán las evaluaciones. La obligación de notificar las desviaciones con respecto a las especificaciones de compra se detallará en los documentos de la adquisición. Antes del uso de los elementos o de la prestación de los servicios, se presentarán pruebas de que los elementos y servicios adquiridos se ajustan a las especificaciones de compra, para su verificación.

### **Medición, análisis, evaluación y mejora**

4.23. La medición, el análisis y la evaluación dan una indicación de la eficacia de los procesos de gestión y el desempeño profesional. La eficacia del sistema de gestión se analizará periódicamente mediante auditorías. Se identificarán los puntos débiles en los procesos y en el desempeño profesional y se adoptarán medidas correctivas oportunas. La entidad explotadora evaluará los resultados de las auditorías y determinará y tomará las medidas necesarias para una mejora continua.



## VERIFICACIÓN DE LA SEGURIDAD

### **Requisito 5: Evaluación de la seguridad y examen periódico de la seguridad**

**La idoneidad del diseño de la instalación del ciclo del combustible nuclear se verificará mediante una evaluación completa de la seguridad, que generará un informe de análisis de la seguridad y definirá los límites y condiciones operacionales necesarios para la seguridad. La seguridad de la instalación o de la actividad en todos los estados de la instalación se evaluará en el análisis de seguridad y se someterá a un examen independiente. La entidad explotadora efectuará evaluaciones sistemáticas de la seguridad de la instalación, de conformidad con los requisitos reglamentarios, durante toda la vida de la instalación. A la luz de los resultados de esos exámenes periódicos, la entidad explotadora aplicará las medidas correctivas que sean necesarias y estudiará la necesidad de realizar modificaciones para mejorar la seguridad.**

4.24. En la publicación GSR Part 4 (Rev.1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades* [13] se establecen los requisitos de evaluación de la seguridad de las instalaciones y las actividades. La idoneidad del diseño de la instalación del ciclo del combustible nuclear, con inclusión de las herramientas de diseño y de los insumos y productos del diseño, se verificará, validará y aprobará mediante un proceso sistemático de evaluación de la seguridad. El proceso de evaluación de la seguridad correrá a cargo de personas o grupos que sean independientes de los que hayan realizado la labor de diseño. La verificación, validación y aprobación del diseño de la instalación se ultimarán tan pronto como sea posible en los procesos de diseño y construcción y, en todo caso, antes de que comience la puesta en servicio de la instalación. La verificación que tiene lugar antes de la validación en condiciones activas será lo suficientemente rigurosa como para que puedan adoptarse decisiones de importancia para la seguridad.

4.25. La evaluación de la seguridad 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 irán aumentando a medida que avance el diseño. Esta evaluación de la seguridad en la etapa de diseño se basará en la información derivada del análisis de seguridad (véase la sección 6), así como en información obtenida de otras fuentes, como las investigaciones y la experiencia operacional de otras instalaciones. El equipo no permanente que sea importante para la seguridad se incluirá en el análisis.

4.26. De conformidad con los requisitos reglamentarios nacionales, la entidad explotadora llevará a cabo exámenes periódicos de la seguridad de la instalación del ciclo del combustible nuclear de forma sistemática, durante toda la vida de la instalación, teniendo en cuenta el envejecimiento, las modificaciones, los factores humanos y organizativos, la experiencia operacional, los adelantos técnicos, la nueva información que se genere sobre la evaluación del emplazamiento y la información relativa a la seguridad que se obtenga de otras fuentes. La entidad explotadora verificará, mediante el análisis, la vigilancia, el ensayo y la inspección, que el estado físico de la instalación, comprendidas las modificaciones que se hayan efectuado, sea el que se describe en el informe de análisis de la seguridad y en los otros documentos sobre la seguridad, y que la instalación se haya puesto en servicio y se explote de conformidad con el análisis de seguridad y con los límites y condiciones operacionales.

4.27. El examen periódico de la seguridad confirmará que el informe de análisis de la seguridad y otros documentos (como los límites y condiciones operacionales y la documentación sobre el mantenimiento y la capacitación) siguen siendo válidos en vista de los requisitos reglamentarios en vigor, o indicará las mejoras que puedan ser necesarias. En estos exámenes se tendrán en cuenta las modificaciones en las características del emplazamiento, los cambios en el programa de utilización (especialmente en las instalaciones de investigación y desarrollo), los efectos acumulativos del envejecimiento y las modificaciones, los cambios en los procedimientos, la retroinformación sobre la experiencia operacional y los adelantos técnicos. Se verificará asimismo que los elementos y programas informáticos importantes para la seguridad cumplan con los requisitos de diseño.

4.28. Las conclusiones de las evaluaciones de la seguridad y de los exámenes periódicos de la seguridad serán examinadas por el comité de seguridad (véase el requisito 6). La entidad explotadora comunicará oportunamente al órgano regulador, según sea necesario, las conclusiones confirmadas del examen periódico de la seguridad que tengan consecuencias para la seguridad. Toda modificación que dimanase de esas conclusiones se aplicará oportunamente, teniendo en cuenta la categoría de seguridad que se le haya asignado.

#### **Requisito 6: Comité de seguridad**

**Se establecerá un comité de seguridad (o un grupo asesor) independiente para que asesore a la administración de la entidad explotadora sobre todos los aspectos de la seguridad de la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

4.29. La entidad explotadora establecerá uno o varios comités de seguridad (o grupos asesores) internos para que asesoren a su personal directivo sobre las cuestiones de seguridad relacionadas con la puesta en servicio, la explotación y la modificación de la instalación. El comité de seguridad contará entre sus miembros con expertos que tengan toda la gama de conocimientos y experiencia requerida para prestar un asesoramiento apropiado. El comité será independiente del órgano regulador y, en la medida de lo posible, sus miembros serán independientes de la dirección de las operaciones<sup>14</sup>.

4.30. Las funciones, las responsabilidades, la composición y el mandato del comité de seguridad se documentarán y, cuando así se solicite, se presentarán al órgano regulador. En el caso de las instalaciones nuevas, el comité de seguridad<sup>15</sup> habrá de estar en pleno funcionamiento antes de que comience la puesta en servicio activa.

4.31. Se establecerá asimismo una lista de los elementos que el comité de seguridad deberá examinar. Esa lista incluirá, por ejemplo, lo siguiente:

- a) los cambios propuestos en los límites y condiciones operacionales de la instalación;
- b) los nuevos ensayos, equipos, sistemas o procedimientos de importancia para la seguridad que se hayan propuesto;
- c) los planes para la puesta en servicio y sus resultados;
- d) las modificaciones (temporales o permanentes) propuestas en los procesos, estructuras, sistemas o componentes que puedan ser importantes para la seguridad;
- e) cuando proceda, los incumplimientos de los límites y condiciones operacionales, de la licencia y de los procedimientos que revistan importancia para la seguridad;
- f) los sucesos, excluidas las falsas alarmas ocasionales, que deban notificarse o que se hayan notificado al órgano regulador;
- g) las conclusiones de los exámenes periódicos del comportamiento operacional y del comportamiento de la seguridad de la instalación;
- h) los informes sobre las emisiones ordinarias de materiales radiactivos al medio ambiente;

---

<sup>14</sup> Los miembros del comité de seguridad pueden ser distintos en función del tipo de instalación, y su presidente podría ser el director de la instalación.

<sup>15</sup> En algunos Estados existe un grupo asesor distinto (u otro comité de seguridad) para asesorar a la administración de la entidad explotadora sobre los aspectos de la seguridad que se relacionan con la explotación diaria de la instalación.

- i) los informes sobre la exposición a la radiación del personal de la instalación y del público;
- j) el plan de clausura;
- k) los informes de seguridad que deban presentarse al órgano regulador;
- l) los informes sobre las inspecciones de seguridad reglamentarias.

4.32. El sistema de gestión incluirá disposiciones para velar por que los aspectos pertinentes del diseño de la instalación, los cambios en el diseño, los procedimientos operacionales, la estructura organizativa y la evaluación de la seguridad se sometan a un nivel apropiado de examen por el comité de seguridad.

4.33. Cuando el volumen de trabajo o un emplazamiento con instalaciones múltiples exijan el establecimiento de más de un comité de seguridad, el sistema de gestión incluirá disposiciones para velar por que las consideraciones y el asesoramiento de esos comités sean complementarios, compatibles y coherentes y por que no se vea comprometida la seguridad. El alcance de los temas que se tratarán en las reuniones del comité de seguridad y la frecuencia de estas se establecerán aplicando un enfoque graduado.

## **5. EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

### **EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO**

5.1. El principal objetivo de seguridad de la evaluación del emplazamiento de una instalación del ciclo del combustible nuclear es proteger al público y el medio ambiente de los peligros radiológicos y los peligros químicos conexos que plantean las emisiones normales y accidentales de materiales radiactivos (véase la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]). Para ello es necesario determinar y evaluar las características del emplazamiento que afecten, o puedan afectar, a la instalación y los efectos que esta tenga, o pueda tener, en sus inmediaciones. Se reunirá información suficientemente detallada para respaldar el análisis de seguridad y demostrar que la instalación puede ser explotada de manera segura en el emplazamiento en cuestión. La evaluación del emplazamiento puede representar la primera parte de la preparación de la documentación para la concesión de la licencia, en el caso de una instalación nueva, o enmarcarse en una reevaluación de la seguridad para la restructuración de una instalación o para la renovación de la

licencia. Los resultados de la evaluación del emplazamiento se documentarán y presentarán con un nivel de detalle suficiente para que el órgano regulador pueda realizar una evaluación independiente.

5.2. En la evaluación de la idoneidad de un emplazamiento para construir una instalación del ciclo del combustible nuclear se tomarán en consideración los siguientes aspectos:

- a) los efectos de sucesos externos que tengan lugar en la región del emplazamiento (esos sucesos externos podrían ser de origen natural o humano, y podrían originarse en el emplazamiento; véase la publicación NS-R-3 (Rev. 1) [5]);
- b) las características del emplazamiento y de su entorno que puedan influir en la transferencia a las personas y el medio ambiente de los materiales radiactivos que se hayan emitido;
- c) la densidad y distribución de la población y otras características de la zona circundante, a fin de definir las zonas y distancias aplicables en la planificación para emergencias fuera del emplazamiento, tal como se establece en la publicación GSR Part 7 [6], y la necesidad de evaluar los riesgos para determinadas personas y para la población en general;
- d) las interrelaciones de la seguridad nuclear física y tecnológica;
- e) en el caso de las instalaciones en que se manipulen materiales de calentamiento espontáneo, la capacidad de albergar un sumidero final de calor;
- f) otros factores que determine el Gobierno, que podrían incluir la aceptabilidad pública.

5.3. La evaluación del emplazamiento se realizará aplicando un enfoque graduado, de modo que la cantidad de detalles requeridos en el caso de las instalaciones en que el peligro intrínseco sea bajo (como una instalación de fabricación de combustible de uranio natural) podrá ser sustancialmente menor que cuando se trate de instalaciones de peligro medio o alto (como una instalación de fabricación de combustible para reactores de agua ligera o una instalación de reprocesamiento). La zona incluida en la evaluación del emplazamiento y el grado de detalle de esta proporcionarán suficientes datos objetivos para poder definir los criterios aplicables al comportamiento de la seguridad en la instalación. En la evaluación de un emplazamiento se cumplirán los siguientes requisitos:

- a) Se investigarán las características ambientales de la zona que puedan verse afectadas por los efectos radiológicos y los efectos químicos conexos<sup>16</sup> de la instalación en todos sus estados. Se diseñará un sistema de monitorización apropiado para verificar el impacto ambiental previsto.
- b) Se investigarán los posibles lugares cercanos a la instalación en que puedan descargarse materiales radiactivos y otros materiales peligrosos o en que esos materiales puedan pasar de otro modo al medio ambiente. Se efectuarán investigaciones hidrológicas e hidrogeológicas para evaluar, en la medida necesaria, las características de dilución y dispersión de los cuerpos de agua. Se describirán los modelos utilizados para evaluar las posibles repercusiones de la contaminación del agua superficial y subterránea en la población y el medio ambiente. Se investigarán las condiciones meteorológicas de la región circundante y se analizará la dispersión de las descargas atmosféricas.
- c) Los modelos que se utilicen para evaluar la dispersión de los materiales radiactivos y otros materiales peligrosos emitidos al medio ambiente en todos los estados de la instalación se ajustarán a las necesidades de la entidad explotadora y a los requisitos establecidos por el órgano regulador.
- d) Se recopilará información que, junto con las descargas previstas de materiales radiactivos y otros materiales peligrosos de la instalación y con el comportamiento de los materiales radiactivos durante la transferencia, permita evaluar las dosis que recibirá el público y la contaminación de los sistemas biológicos y las cadenas alimentarias.
- e) En el análisis de la idoneidad del emplazamiento se prestará atención al almacenamiento y transporte de los materiales radiactivos, los productos químicos de procesamiento y los desechos radiactivos y químicos, y a la infraestructura existente en el emplazamiento (por ejemplo, el suministro eléctrico y su fiabilidad).

5.4. La evaluación del emplazamiento incluye un análisis del efecto de la instalación, en todos sus estados, en las personas y el medio ambiente de la región circundante. Si los sucesos de menor gravedad pero más probables contribuyen de manera importante al riesgo global, se tendrán en cuenta cuando se especifiquen los criterios de aceptación de las estructuras, sistemas y componentes de la instalación previstos en el diseño.

5.5. Si en la evaluación del emplazamiento y de la zona de operaciones, incluida su evolución previsible, se encuentran deficiencias que no es posible compensar mediante características tecnológicas, medidas de protección del emplazamiento

---

<sup>16</sup> En la presente publicación, los efectos ambientales de carácter radiológico y los efectos químicos o toxicológicos conexos se denominan colectivamente ‘impacto ambiental’.

o controles administrativos, se considerará que el emplazamiento es inadecuado. Las características de diseño y las medidas de protección del emplazamiento son los medios preferidos para compensar las deficiencias.

5.6. En el diseño de la instalación del ciclo del combustible nuclear se tendrán en cuenta los peligros que dimanen de sucesos (o combinaciones de sucesos) externos. La frecuencia y gravedad de los fenómenos naturales importantes en la región del emplazamiento se documentarán reuniendo información y registros, que se analizarán detenidamente para determinar su fiabilidad, exactitud y exhaustividad. El diseño tendrá en cuenta también las combinaciones de sucesos externos, sucesos internos e incidentes operacionales previstos que puedan dar lugar a emisiones grandes y a emisiones tempranas de materiales radiactivos<sup>17</sup>.

5.7. Los sucesos externos que deberán tenerse en cuenta en la evaluación incluyen lo siguiente (véanse los requisitos 16 y 19 y la publicación NS-R-3 (Rev.1) [5]):

- a) terremotos, volcanes y movimientos de fallas superficiales;
- b) sucesos meteorológicos, incluidos los fenómenos meteorológicos extremos y los sucesos poco frecuentes, como las descargas eléctricas, los tornados y los ciclones tropicales;
- c) inundaciones, incluidas las olas causadas por terremotos u otros fenómenos geológicos, o las inundaciones u olas causadas por fallos en las estructuras de control de aguas;
- d) peligros geotécnicos, como la inestabilidad de laderas, los derrumbes, la subsidencia o elevación de la superficie del emplazamiento y la licuefacción del suelo;
- e) sucesos externos causados por el ser humano, incluidos los relacionados con el transporte, como los accidentes aéreos, y los accidentes que puedan ocurrir en actividades aledañas, como una explosión química.

5.8. Los datos sobre los peligros externos que hayan aportado los diferentes solicitantes y titulares de licencias de la misma región se combinarán, una vez que se hayan realizado las comparaciones y los controles de calidad pertinentes.

---

<sup>17</sup> Una emisión temprana de materiales radiactivos es una emisión de radiactividad que requiere la adopción de medidas protectoras fuera del emplazamiento pero para la cual esas medidas difícilmente podrán ser del todo eficaces con la rapidez requerida; una emisión grande de materiales radiactivos es una emisión de materiales radiactivos para la cual las medidas protectoras aplicadas fuera del emplazamiento en zonas y por períodos limitados no son suficientes para proteger a las personas y el medio ambiente [7].

5.9. En relación con las características y la distribución de la población, los efectos combinados del emplazamiento y la instalación serán tales que:

- a) en todos los estados operacionales de la instalación, la exposición de la población a la radiación y a los peligros tóxicos conexos se mantenga en los valores más bajos que sea razonablemente posible alcanzar y, en cualquier caso, cumpla con los requisitos nacionales, teniendo en cuenta las recomendaciones internacionales;
- b) los riesgos radiológicos para la población que se generen en condiciones de accidente, incluidos los accidentes que puedan requerir la adopción de medidas de respuesta a emergencias, sean aceptablemente bajos.

## EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO DE UNA INSTALACIÓN NUEVA

5.10. Al evaluar el emplazamiento y antes de comenzar la construcción de una instalación del ciclo del combustible nuclear, se confirmará que no habrá dificultades insalvables que impidan desarrollar las disposiciones necesarias para una emergencia fuera del emplazamiento, cuando proceda, antes de la puesta en funcionamiento de la instalación del ciclo del combustible nuclear [5, 6].

5.11. La evaluación del emplazamiento incluirá un examen de las características radiológicas y químicas iniciales del emplazamiento, que pueden tener su origen en fuentes naturales o artificiales.

5.12. Cuando se proyecte construir una instalación nueva del ciclo del combustible nuclear dentro o en las cercanías de un entorno urbano o suburbano, se analizará cuidadosamente si el emplazamiento es idóneo para acoger una instalación nuclear, a fin de evitar riesgos radiológicos inaceptables para el personal del emplazamiento y el público.

## EVALUACIÓN CONTINUA DEL EMPLAZAMIENTO

5.13. La entidad explotadora establecerá un programa de monitorización durante toda la vida de la instalación para evaluar los cambios naturales y antropógenos que se produzcan en la zona, incluidos los cambios demográficos. El programa de monitorización estará operativo, a más tardar, cuando comience la construcción y se seguirá aplicando hasta la clausura y el término de la autorización. La entidad explotadora examinará los resultados de la monitorización y los comparará



con las previsiones iniciales de los cambios posibles en las características del emplazamiento.

5.14. Los resultados de la monitorización continua del emplazamiento y la retroinformación que se reciba de la experiencia operacional se reevaluarán periódicamente, por lo general cada diez años. Se estudiará la posibilidad de realizar una reevaluación después de un intervalo más breve si existen indicios de que puedan haberse producido cambios importantes en los peligros. Si la reevaluación proporciona información nueva sobre las características del emplazamiento, se revisarán y modificarán las precauciones de seguridad, como los controles técnicos y la preparación para casos de emergencia, según sea necesario. La reevaluación del emplazamiento podrá realizarse en combinación con el examen periódico de la seguridad de la instalación.

## **6. DISEÑO DE LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

### DISEÑO Y EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD

#### **Requisito 7: Funciones principales de seguridad**

**El diseño se realizará de tal modo que en todos los estados de la instalación del ciclo del combustible nuclear se cumplan las siguientes funciones principales de seguridad:**

- a) confinamiento y enfriamiento de los materiales radiactivos y los materiales nocivos conexos;**
- b) protección contra la exposición a la radiación;**
- c) mantenimiento de la subcriticidad de los materiales fisibles.**

6.1. Las funciones principales de seguridad, cuya pérdida podría acarrear importantes consecuencias radiológicas o químicas para el personal, el público o el medio ambiente, tienen en cuenta los principios enunciados en la publicación SF-1 [1] y los requisitos específicos establecidos en la publicación GSR Part 3 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad* [2]. Procediendo de modo sistemático, se determinarán los elementos importantes para la seguridad que serán necesarios para cumplir las funciones

principales de seguridad, y se definirán las condiciones y las características inherentes que contribuirán al cumplimiento de esas funciones en todos los estados de la instalación o que influirán en él. Se llevará a cabo un análisis de los peligros (o una actividad equivalente) para determinar todos los accidentes base de diseño y los sucesos iniciadores conexos que podrían comprometer las funciones principales de seguridad<sup>18</sup>, o causar su fallo y dar lugar a consecuencias inaceptables. Los elementos utilizados para el cumplimiento de las funciones principales de seguridad serán independientes, en la medida de lo posible, de los que se empleen en el funcionamiento normal de la instalación<sup>19</sup>.

6.2. El confinamiento evitará toda emisión no prevista de materiales radiactivos o de materiales con propiedades peligrosas conexas. Cuando sea necesario, se especificarán funciones secundarias de seguridad para prevenir accidentes o mitigar sus efectos. Las funciones secundarias de seguridad relacionadas con el confinamiento incluyen las medidas para evitar acumulaciones de materiales inflamables o explosivos, como los gases generados por radiolisis.

6.3. En las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, el confinamiento y control de los materiales radiactivos puede depender de que el calor generado por el decaimiento radiactivo y las reacciones químicas se evacue de forma eficaz. Cuando la refrigeración sea necesaria para el control, se considerará una función de seguridad (véase el requisito 39).

6.4. Se garantizará el mantenimiento de la subcriticidad en todas las instalaciones en que se manipulen materiales fisibles (véase el requisito 38). En muchos casos es imposible establecer un blindaje que proteja contra las excursiones de potencia o un sistema de parada para la criticidad en las instalaciones del ciclo del combustible, y por ello se hace hincapié en la prevención de las excursiones y de la criticidad.

6.5. Se establecerán medios para monitorizar las condiciones en la instalación, a fin de velar por que las funciones principales de seguridad se cumplan en todos los estados de la instalación.

---

<sup>18</sup> Véase la sección “Definiciones”.

<sup>19</sup> Los sistemas y las características de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear son distintos de los de los reactores nucleares, y una de las principales formas de evitar fallos de modo común consiste en separar los sistemas de seguridad de los sistemas del funcionamiento normal. Todo uso de un sistema que desempeñe funciones de seguridad como sistema primario para el control del funcionamiento normal habrá de justificarse. Véanse el requisito 10 y la sección “Definiciones”.

## **Requisito 8: Protección radiológica**

**Toda instalación del ciclo del combustible nuclear estará diseñada de tal modo que las dosis de radiación que reciban los trabajadores y otro personal de la instalación, así como el público, no superen los límites de dosis establecidos, se mantengan en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar en los estados operacionales durante toda la vida de la instalación, y permanezcan por debajo de los límites aceptables y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible cuando se produzcan condiciones de accidente y después de ellas.**

6.6. El diseño de una instalación ofrecerá una protección adecuada de los trabajadores y el público contra la exposición a la radiación y los peligros conexos en los estados operacionales y en condiciones de accidente. Se establecerán los límites aceptables de protección radiológica en las categorías correspondientes a todos los estados de la instalación, de acuerdo con los requisitos reglamentarios, para la exposición tanto interna como externa. La protección y la seguridad se optimizarán mediante el uso de restricciones de dosis, de conformidad con lo dispuesto en la publicación GSR Part 3 [2].

6.7. Al determinar las consecuencias de los accidentes se tendrán en cuenta la forma química de las emisiones y la cinética de la vía de exposición. El diseño se realizará de tal modo que queden prácticamente eliminados<sup>20</sup> los estados de la instalación que puedan dar lugar a dosis de radiación elevadas, grandes emisiones radiactivas o importantes consecuencias químicas conexas, y que no haya estados de la instalación que tengan altas probabilidades de ocurrir y que puedan dar lugar a consecuencias radiológicas que vayan más allá de algunos efectos de escasa importancia.

## **Requisito 9: Consideraciones generales del diseño**

**Toda instalación del ciclo del combustible nuclear estará diseñada de tal modo que la propia instalación y los elementos importantes para la seguridad reúnan las características adecuadas para que se cumplan las funciones de seguridad con la fiabilidad necesaria, para que la instalación pueda explotarse de manera segura dentro de los límites y condiciones**

---

<sup>20</sup> Se considerará que la posibilidad de que se den ciertas condiciones está prácticamente eliminada (es decir, que no es necesario seguir tomándolas en consideración) cuando sea físicamente imposible, o pueda considerarse sumamente improbable, con un alto grado de confianza, que esas condiciones se produzcan.

**operacionales durante toda su vida útil y clausurarse en condiciones de seguridad, y para que los efectos en las personas y el medio ambiente sean los más bajos que sea razonablemente posible alcanzar.**

6.8. Las instalaciones del ciclo del combustible nuclear se diseñarán de modo que se satisfagan las necesidades de la entidad explotadora, los requisitos del órgano regulador y de las disposiciones legislativas pertinentes, y los códigos y normas nacionales e internacionales aplicables. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta las capacidades y limitaciones humanas y los factores que puedan influir en el desempeño humano. Se proporcionará la información adecuada sobre el diseño para que sea posible explotar, utilizar, mantener y clausurar la instalación del ciclo del combustible nuclear en condiciones de seguridad y para que puedan efectuarse modificaciones posteriores o implantarse nuevos regímenes de explotación.

6.9. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta los objetivos de seguridad enunciados en la sección 2 y la experiencia pertinente que se haya adquirido en el diseño, la construcción y la explotación de otras instalaciones del ciclo del combustible nuclear, así como los resultados de los programas de investigación y desarrollo en la materia.

6.10. Las especificaciones de las características de diseño, los controles y los mecanismos para proporcionar el grado de defensa en profundidad adecuado tendrán en cuenta los resultados de los análisis deterministas de la seguridad (y de los análisis probabilistas complementarios, cuando proceda) para prevenir los accidentes y mitigar sus consecuencias. El análisis de seguridad demostrará que el diseño cumple los requisitos reglamentarios y de seguridad, y que se basa en la aplicación de prácticas de ingeniería sólidas, en las investigaciones y en la retroinformación sobre la experiencia operacional.

6.11. Al diseñar la distribución en planta de la instalación y determinar los sucesos iniciadores postulados y las cargas generadas que se utilizarán en el diseño de los elementos pertinentes que sean importantes para la seguridad, se tendrán en cuenta los peligros. Se preverá suficiente espacio para las operaciones y procesos que entrañen materiales radiactivos, a fin de cumplir los requisitos de diseño ergonómico (p. ej., para el mantenimiento) y de optimización de la protección y de reducir al mínimo el riesgo de colisiones que puedan afectar a la seguridad.

6.12. El comportamiento previsto de la instalación ante cualquiera de los sucesos iniciadores postulados será tal, que se cumplan las siguientes condiciones, por orden de prioridad:

- 1) tras un suceso iniciador postulado, las condiciones de seguridad en la instalación se restablecerán gracias a las características de seguridad pasiva o a la activación de sistemas que estén disponibles en forma permanente;
- 2) tras un suceso iniciador postulado, las condiciones de seguridad en la instalación se restablecerán por acción de elementos activos importantes para la seguridad que habrán de ponerse en funcionamiento en respuesta a dicho suceso;
- 3) tras un suceso iniciador postulado, las condiciones de seguridad en la instalación se restablecerán mediante la aplicación de los procedimientos establecidos.

6.13. Para los casos en que sea necesaria una actuación rápida y fiable en respuesta a un suceso iniciador postulado, el diseño preverá medidas de seguridad que se activen automáticamente, a fin de evitar un agravamiento de la situación que genere condiciones más severas que las de los accidentes base de diseño<sup>21</sup>.

6.14. Cuando no sea necesaria una actuación inmediata en respuesta a un suceso iniciador postulado, se podrá confiar en la activación manual de los sistemas o en otras acciones de los operadores. En tales casos, el intervalo posible entre la detección del suceso iniciador postulado o accidente y la intervención necesaria será suficientemente largo, y se especificarán los controles administrativos adecuados para comprobar que se adopten las medidas requeridas. Se hará una evaluación de la fiabilidad humana en la utilización del equipo, el diagnóstico del suceso y el proceso de recuperación necesario.

6.15. La actuación de los operadores que sea necesaria para diagnosticar el estado de la instalación del ciclo del combustible nuclear tras un suceso iniciador postulado y ponerla rápidamente en un estado seguro y estable se facilitará, según proceda, previendo en el diseño la instrumentación adecuada para monitorizar el estado de la instalación y los medios apropiados para el accionamiento manual del equipo (véase el requisito 43).

---

<sup>21</sup> Estas condiciones comprenden los estados de la instalación que den lugar a consecuencias radiológicas fuera del emplazamiento que superan los criterios relativos a los niveles de contaminación o a los niveles de radiación establecidos para un accidente base de diseño.

6.16. El análisis de seguridad demostrará que el diseño puede resistir distintas combinaciones de incidentes operacionales previstos.

6.17. En la medida de lo posible, la cantidad y el contenido de actividad de los desechos (comprendidos los desechos secundarios) y las descargas al medio ambiente se reducirán al mínimo mediante medidas de control que normalmente se aplicarán “en el orden siguiente: reducir la generación de desechos, reutilizar los elementos con arreglo a lo previsto inicialmente, reciclar los materiales y, por último, considerar las opciones de disposición final de los materiales como desechos” (véase el párr. 4.6 de la publicación GSR Part 5 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Gestión previa a la disposición final de desechos radioactivos* [14]). En el requisito 24 se establecen las disposiciones de diseño necesarias para facilitar la adopción de estas medidas.

6.18. El autor del diseño dispondrá lo necesario para la entrega ordenada y completa de una documentación del diseño de calidad garantizada a la entidad explotadora.

#### **Requisito 10: Aplicación del concepto de defensa en profundidad**

**En el diseño de una instalación del ciclo del combustible nuclear se aplicará el concepto de defensa en profundidad. En la medida de lo posible, los niveles de defensa en profundidad serán independientes entre sí.**

6.19. Se aplicará el concepto de defensa en profundidad a fin de establecer un número adecuado de niveles de defensa para prevenir accidentes, y para garantizar que se adopten las medidas apropiadas a fin de mitigar las consecuencias nocivas, si falla la prevención [1, 15].

6.20. La continuación del funcionamiento de la instalación cuando no esté disponible alguno de los niveles de defensa se justificará para determinados modos de funcionamiento, como las operaciones de mantenimiento, teniendo en cuenta la categoría de seguridad respectiva de las estructuras, los sistemas y los componentes que proporcionen los restantes niveles de defensa.

6.21. En el diseño de la instalación del ciclo del combustible nuclear se cumplirá lo siguiente:

- a) Se establecerán barreras sucesivas verificables para cumplir las funciones principales de seguridad enumeradas en el requisito 7.

- b) Se aplicarán márgenes conservadores y se preverá una fabricación y construcción de gran calidad para dar garantías de que se ha reducido al mínimo la posibilidad de fallos o de desviaciones del funcionamiento normal y de que se ha hecho lo posible para prevenir accidentes. Los márgenes de seguridad serán suficientes para que una pequeña desviación en un parámetro de la instalación no provoque un efecto de corte abrupto.
- c) Se preverá el control del comportamiento de la instalación por medio de características inherentes y técnicas, de tal modo que se reduzcan al mínimo, o queden excluidos por el diseño, en la medida de lo posible, los fallos o desviaciones del funcionamiento normal que exijan la activación de sistemas de seguridad.
- d) Se establecerán controles suplementarios de la instalación mediante la activación automática de los sistemas de seguridad, de manera que puedan controlarse con un alto nivel de fiabilidad los fallos o desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de control. Cuando sea necesaria la intervención del operador en tales sucesos, solo se presupondrá esa intervención en las primeras etapas del fallo de un sistema de seguridad si se puede tener la certeza de que el operador tendrá tiempo suficiente para adoptar las medidas necesarias.
- e) Se preverán sistemas, estructuras y componentes, así como procedimientos, para controlar la progresión de los fallos o las desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de seguridad y limitar sus consecuencias, en la medida de lo posible.
- f) Se instituirán medios fiables para asegurar el cumplimiento de cada una de las funciones principales de seguridad, garantizando así la eficacia de los elementos importantes para la seguridad y de los procedimientos que prevengan la progresión de un suceso o mitiguen sus efectos. Cuando sea posible, estos medios serán variados e independientes, pudiendo consistir, por ejemplo, en barreras de confinamiento estáticas y dinámicas (véase el requisito 23).

6.22. El diseño se realizará de modo que se evite, en la medida de lo posible:

- a) todo aquello que pueda amenazar la integridad de las barreras físicas y la fiabilidad de los niveles de protección basados en los procedimientos;
- b) el fallo de una o más barreras o niveles de protección;
- c) el fallo de una barrera o un nivel de protección a consecuencia del fallo de otra barrera o nivel de protección, y los fallos de causa común;
- d) la posibilidad de que los errores u omisiones en la explotación o el mantenimiento tengan consecuencias perjudiciales.

6.23. Según la categoría de seguridad en que estén clasificados, las estructuras, sistemas y componentes que proporcionen diferentes niveles de defensa en profundidad serán independientes entre sí para evitar que los fallos en un nivel reduzcan la eficacia de otros niveles. En condiciones de funcionamiento normal, los elementos importantes para la seguridad no se activarán ni se pondrán a prueba sistemáticamente, o si se ponen a prueba será únicamente con un margen de seguridad muy amplio.

6.24. El análisis de seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear llegará hasta los niveles cuatro y cinco de la defensa en profundidad. El diseño de la instalación comprenderá disposiciones de preparación y respuesta en caso de emergencia (requisito 47), incluido el suministro eléctrico de emergencia necesario (requisito 49), disposiciones de protección contra incendios (requisito 41) y disposiciones de evacuación del personal en caso de emergencia, de acuerdo con la categoría de preparación para emergencias de la instalación. En el análisis se tendrá en cuenta la necesidad de que los operadores actúen antes de la evacuación (para evitar incendios, un estado de criticidad, explosiones o emisiones tóxicas) y se preverá una protección adecuada del personal.

6.25. En la medida de lo posible, las instalaciones de respuesta a emergencias serán independientes de las instalaciones del funcionamiento normal. Cuando proceda, se establecerá un centro de respuesta a emergencias aparte (véase el requisito 48).

6.26. En los casos en que puedan precisarse medidas protectoras fuera del emplazamiento para lograr los fines de la respuesta a emergencias de acuerdo con las normas internacionales, se establecerán disposiciones de emergencia para los sucesos postulados que no se hayan tenido en cuenta en los tres primeros niveles de defensa en profundidad, incluidos los sucesos que se produzcan en otras instalaciones de la misma categoría de preparación para emergencias (véase el cuadro 1 de la publicación GSR Part 7 [6]). En el caso de los emplazamientos con instalaciones múltiples, la posible interacción con accidentes que ocurran en otras instalaciones del mismo emplazamiento y las consecuencias de esos accidentes se tomarán en consideración en el análisis del cuarto y quinto nivel de defensa en profundidad.

6.27. La defensa en profundidad se aplicará con arreglo a un enfoque graduado, como se describe en la sección 2 y el requisito 11. La cantidad y el tipo de materiales radiactivos y tóxicos presentes, su potencial de dispersión y de reacciones nucleares, químicas o térmicas y los aspectos cinéticos de estos



sucesos se tendrán en cuenta al determinar el número de niveles de defensa necesario, las ventajas de cada nivel y la independencia entre ellos.

### **Requisito 11: Uso de un enfoque graduado**

**El uso de un enfoque graduado en la aplicación de los requisitos de seguridad en una instalación del ciclo del combustible nuclear guardará proporción con el riesgo potencial que plantee la instalación y se basará en el análisis de seguridad, el criterio de los expertos y los requisitos reglamentarios.**

6.28. Se utilizará un enfoque graduado para determinar el rigor con que deberán aplicarse algunos requisitos señalados de la presente publicación. El uso de un enfoque graduado no se considerará un medio para eximirse del cumplimiento de esos requisitos y no comprometerá la seguridad. La categorización cualitativa de la instalación se realizará sobre la base del posible peligro relacionado con la instalación. Se documentarán los análisis y los criterios de los expertos que se hayan empleado en la categorización. La entidad explotadora justificará el uso de un enfoque graduado de conformidad con la categorización de la instalación, que se someterá al examen del órgano regulador.

6.29. La aplicación de los requisitos de seguridad en las instalaciones del ciclo del combustible nuclear será proporcionada a los peligros posibles. Se tendrán en cuenta el tipo de instalación y las siguientes propiedades específicas:

- a) la naturaleza y la forma física y química de los materiales radiactivos utilizados, procesados y almacenados en la instalación;
- b) la escala de las operaciones realizadas en la instalación (es decir, su 'producción') y el inventario de materiales peligrosos, incluidos los productos y desechos almacenados;
- c) los procesos, las tecnologías y las sustancias químicas peligrosas que se relacionen con los materiales radiactivos;
- d) la estrategia para la gestión de los desechos radiactivos, incluidas las vías disponibles para la descarga de efluentes y las instalaciones para el almacenamiento de desechos radiactivos;
- e) la proximidad y la escala de otros peligros que puedan interferir en el funcionamiento seguro de la instalación;
- f) el emplazamiento, incluidos los riesgos externos relacionados con este y su proximidad a grupos de población.

6.30. La graduación de los requisitos que puedan tener un impacto importante en la seguridad se respaldará con análisis detallados y con opiniones de expertos que posean cualificaciones y experiencia adecuadas.

## **Requisito 12: Prácticas de ingeniería probadas para el diseño**

**Los elementos importantes para la seguridad en una instalación del ciclo del combustible nuclear se diseñarán conforme a los códigos y normas nacionales e internacionales pertinentes.**

6.31. Los elementos importantes para la seguridad se ajustarán preferentemente a un diseño que haya sido probado con anterioridad en aplicaciones análogas<sup>22</sup>. En cualquier caso, serán elementos de gran calidad y de una tecnología que se haya cualificado y puesto a prueba.

6.32. Los códigos y normas nacionales e internacionales que se utilicen como normas de diseño de ingeniería en el caso de los elementos importantes para la seguridad se identificarán y evaluarán con objeto de determinar su aplicabilidad, idoneidad y suficiencia, y se complementarán o modificarán según sea necesario a fin de que la calidad del diseño sea proporcionada a la función de seguridad que corresponda y a las consecuencias de su fallo.

6.33. En el caso de los elementos importantes para la seguridad para los que no haya códigos o normas adecuados ya establecidos, se aplicará un método derivado de los códigos o normas existentes para equipos análogos que estén sujetos a requisitos ambientales y operacionales parecidos. A falta de tales códigos y normas, se aplicarán los resultados de la experiencia, de ensayos o de análisis, o una combinación de todo ello. El recurso a este método basado en los resultados deberá justificarse.

6.34. Cuando se introduzca un elemento de diseño no probado o cuando se diverja de una práctica de ingeniería establecida, se especificarán en el sistema de gestión procesos que permitan demostrar la seguridad mediante programas de investigación de apoyo apropiados, pruebas de funcionamiento con criterios de aceptación específicos o el estudio de la experiencia operacional adquirida con otras aplicaciones pertinentes. El nuevo elemento de diseño o la nueva práctica se someterá a las pruebas adecuadas, en la medida de lo posible, antes de su puesta

---

<sup>22</sup> Esto no exime de la necesidad de reforzar la seguridad utilizando diseños y tecnologías nuevos o mejorados, que se hayan sometido a la cualificación, las pruebas y los análisis de seguridad apropiados.

en servicio, y será monitorizado durante el funcionamiento para verificar que el comportamiento de la instalación del ciclo del combustible nuclear corresponda a lo previsto.

6.35. Se establecerán criterios de aceptación de la seguridad para todos los estados de la instalación. En el caso del diseño de elementos importantes para la seguridad, se podrán aplicar criterios de aceptación consistentes en normas de diseño de ingeniería. Estas normas podrán incluir requisitos establecidos en los códigos y normas en la materia que rijan en el Estado o a nivel internacional. Los criterios de aceptación de los elementos importantes para la seguridad se someterán al examen del órgano regulador [3].

6.36. Muchas instalaciones del ciclo del combustible nuclear utilizan sustancias químicas agresivas en condiciones ambientales hostiles, que a menudo entrañan oscilaciones térmicas o mecánicas y la transferencia de materiales que contienen partículas abrasivas y, en algunos casos, mezclas complejas de elementos y compuestos característicos de la instalación. Al establecer las normas de diseño de ingeniería y los criterios de aceptación, se considerarán los efectos de la corrosión, la erosión y otros procesos similares. Estos efectos se tendrán también en cuenta al establecer los requisitos de monitorización e inspección y, cuando proceda, en la gestión del envejecimiento de la instalación.

### **Requisito 13: Clasificación de los elementos importantes para la seguridad con arreglo a su relevancia para esta**

**Todos los elementos que sean importantes para la seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear se definirán y se clasificarán atendiendo a su función y su relevancia para la seguridad.**

6.37. La importancia que las estructuras, sistemas y componentes revistan para la seguridad se utilizará para graduar la aplicación de los requisitos de seguridad en el diseño. La clasificación<sup>23</sup> de los elementos importantes para la seguridad se basará principalmente en métodos deterministas, que se complementarán, cuando proceda, con métodos probabilistas (si existen), teniendo debidamente en cuenta factores tales como:

---

<sup>23</sup> Los elementos importantes para la seguridad pueden clasificarse de diferentes maneras (p. ej., con una cualificación sísmica o ambiental, o una categorización en función de la calidad) y en dos o más niveles, pero también puede utilizarse una clasificación binaria más sencilla de todos los elementos de la instalación del ciclo del combustible nuclear, que indique solo si son o no importantes para la seguridad. Véase también el requisito 17.

- a) la función o las funciones de seguridad que el elemento deba cumplir;
- b) las consecuencias del fallo de una función de seguridad;
- c) el momento después de un suceso iniciador postulado o el período de tiempo en que el elemento deba cumplir una función de seguridad.

6.38. El diseño garantizará que no se produzcan interferencias entre distintos elementos importantes para la seguridad y, en particular, que un fallo de estos elementos en un sistema de una categoría de seguridad inferior no se propague a otro sistema de una categoría de seguridad superior o a elementos de otros niveles de la defensa en profundidad.

6.39. Los equipos que cumplan múltiples funciones de seguridad se clasificarán en la categoría de seguridad asignada a las funciones que tengan más importancia para la seguridad.

6.40. Los elementos y los programas informáticos de instrumentación y control que sean relevantes para la seguridad se clasificarán según su función y su importancia para la seguridad. Se indicarán los criterios utilizados para esa clasificación de los elementos, incluidos los programas informáticos, y los requisitos de diseño se aplicarán de conformidad con esa clasificación.

## BASE DE DISEÑO

### **Requisito 14: Base de diseño de los elementos importantes para la seguridad**

**La base de diseño de los elementos importantes para la seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear especificará la capacidad, fiabilidad y funcionalidad que serán necesarias en los estados operacionales pertinentes, en condiciones de accidente y en las condiciones que puedan derivarse de peligros internos y riesgos externos, para cumplir los criterios de aceptación específicos durante toda la vida de la instalación.**

6.41. El diseño se realizará de tal manera que se reduzca en la mayor medida posible la probabilidad de que ocurran accidentes durante la vida operacional de la instalación del ciclo del combustible nuclear. La base de diseño de todos los elementos importantes para la seguridad se justificará y documentará sistemáticamente. La documentación proporcionará toda la información que la entidad explotadora necesite para explotar la instalación del ciclo del combustible nuclear en condiciones de seguridad y para mantener y, si es necesario, finalmente

reemplazar el elemento por otro de recambio o de sustitución que cumpla el objetivo del diseño y todos los requisitos funcionales del elemento original.

6.42. En el proceso de diseño se tomarán en consideración los problemas a los que pueda tener que hacer frente la instalación del ciclo del combustible nuclear durante toda su vida, que incluirán, por ejemplo, todas las condiciones y los sucesos previsibles relacionados con las etapas de la vida de la instalación y con todos los estados operacionales, las características del emplazamiento, los requisitos de diseño y los límites de los parámetros y modos de explotación.

### **Requisito 15: Peligros internos**

**Se determinarán todos los peligros internos previsibles y se examinarán todas las condiciones de la instalación que directa o indirectamente puedan afectar a la seguridad.**

6.43. El objetivo de la evaluación de la seguridad es demostrar que los riesgos para el personal, el público y el medio ambiente que se derivan de los materiales radiactivos y de las sustancias químicas conexas presentes en la instalación son suficientemente bajos en todos los estados de la instalación, si se tienen en cuenta las capacidades de la instalación y la seguridad de las operaciones.

6.44. Se examinarán sistemáticamente todos los peligros y sucesos conexas previsibles, en combinación con las condiciones de la instalación<sup>24</sup> y las acciones de los operadores, para determinar todas las fuentes de posibles peligros radiológicos o peligros químicos conexas, y se definirán los peligros industriales internos que puedan interferir con la explotación segura de la instalación.

6.45. Se examinarán todos los fallos verosímiles de las funciones de seguridad y todos los errores humanos que pudieran dar lugar a sucesos peligrosos en relación con todos los estados operacionales de la instalación, comprendida la parada. Se incluirán, entre otros, los peligros derivados del procesamiento de materiales radiactivos. Se tendrán en cuenta todos los peligros no radiológicos, por ejemplo los peligros industriales y químicos, que puedan afectar a la seguridad de la instalación y provocar consecuencias radiológicas o químicas inaceptables.

6.46. En el diseño de la instalación se tendrán en cuenta los peligros internos que puedan existir, como la posibilidad de explosiones, incendios, inundaciones, generación de proyectiles, latiguo de tuberías, impacto de chorros, corrosión,

---

<sup>24</sup> Incluidas las condiciones que se denominan ‘condiciones anormales verosímiles’.

erosión, vibración, oscilaciones térmicas o de presión o emisiones de fluidos de sistemas averiados o de otras instalaciones del emplazamiento (véase el apéndice). Se adoptarán medidas de prevención y mitigación adecuadas para que no se vea comprometida la seguridad. También se tendrá presente, cuando corresponda, la interrelación o interacción de los sucesos externos y los peligros internos.

6.47. Se confirmará que el conjunto de peligros determinados es completo y se definirá de tal forma que comprenda los fallos previsibles de elementos importantes para la seguridad de la instalación y los errores humanos que puedan ocurrir en cualquiera de los estados operacionales de la instalación.

6.48. Se determinarán los peligros internos y riesgos externos que puedan afectar a varias instalaciones del mismo emplazamiento.

### **Requisito 16: Riesgos externos**

**Se evaluarán todos los sucesos externos previsibles, individualmente y en las combinaciones que sean verosímiles.**

6.49. Se determinará la base de diseño para los sucesos externos naturales y de origen humano. Entre los sucesos que se consideren figurarán los que se hayan determinado en la evaluación del emplazamiento (véase el apéndice). Se estudiará la posibilidad de que los sucesos externos provoquen incendios o inundaciones internos o den lugar a la generación de proyectiles.

6.50. Se tomarán en consideración los riesgos externos naturales, como los sucesos meteorológicos, hidrológicos, geológicos y sísmicos, y todas sus combinaciones verosímiles. Se contemplarán los riesgos externos causados por el ser humano que puedan originarse en industrias o vías de transporte próximas. Para las intervenciones urgentes, la seguridad de la instalación no dependerá de la disponibilidad de servicios, como los de suministro de electricidad o extinción de 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 que puedan tardar en estar disponibles los servicios que deban llegar desde fuera.

6.51. Se estudiará la necesidad de equipar la instalación del ciclo del combustible nuclear con un sistema de detección sísmica. Los procesos automáticos o sistemas de parada de la instalación se activarán, de acuerdo con un enfoque graduado, cuando se produzcan terremotos que superen los umbrales especificados en el análisis de seguridad.

6.52. Se incorporarán elementos que reduzcan al mínimo toda interacción de los edificios que alberguen elementos importantes para la seguridad (como el cableado eléctrico y el cableado de instrumentación y control) con cualquier otra estructura como consecuencia de los sucesos externos considerados en el diseño.

6.53. El diseño garantizará que todos los elementos importantes para la seguridad puedan resistir los efectos de los riesgos externos contemplados. Cuando no sea así, se incorporarán otras características, por ejemplo barreras pasivas, para proteger la instalación del ciclo del combustible nuclear y garantizar que se cumplan las funciones principales de seguridad.

6.54. El diseño preverá márgenes suficientes a fin de que los elementos importantes para la seguridad estén protegidos contra riesgos externos de mayor gravedad que los seleccionados para la base de diseño, según se desprenda de la evaluación de los peligros del emplazamiento.

#### **Requisito 17: Criterios de diseño y normas de diseño de ingeniería**

**Se especificarán los criterios de diseño correspondientes a los parámetros físicos pertinentes para cada uno de los estados operacionales de la instalación y para cada accidente base de diseño o accidente equivalente. Se aplicarán las normas de diseño de ingeniería para establecer márgenes de seguridad tales que, mientras no se superen esos márgenes, no pueda producirse ninguna consecuencia significativa aun cuando se sobrepasen los límites operacionales.**

6.55. La entidad explotadora especificará los criterios, códigos y normas aplicables a los elementos importantes para la seguridad y justificará su uso, utilizando un enfoque graduado. Los ámbitos que suelen estar regulados por los códigos y normas comprenden el diseño estructural, mecánico y eléctrico, la seguridad con respecto a la criticidad y la protección contra incendios. En particular, si se utilizan diferentes criterios, códigos y normas para distintos aspectos del mismo elemento o sistema, se demostrará la coherencia entre ellos. Cuando sea necesario, la selección de los códigos de diseño se someterá al examen del órgano regulador.

6.56. Al evaluar los accidentes base de diseño (o accidentes equivalentes) se utilizarán criterios de diseño conservadores a fin de determinar los valores de los parámetros más problemáticos para el diseño<sup>25</sup>. Los valores limitativos de los parámetros obtenidos de ese modo se utilizarán, con un margen razonable, para

---

<sup>25</sup> Para las condiciones adicionales de diseño se utilizan los criterios de la mejor estimación; véase el párr. 6.73.

diseñar los elementos importantes para la seguridad, incluidos los dispositivos experimentales en las instalaciones de investigación y desarrollo.

6.57. La entidad explotadora especificará las normas de diseño de ingeniería reconocidas que podrán utilizarse para el diseño, a fin de evitar que se produzcan efectos de corte abrupto y estados de la instalación más graves que los contemplados como incidentes operacionales previstos.

### **Requisito 18: Especificación de los límites y condiciones operacionales**

**Los límites y condiciones operacionales se elaborarán en la etapa del diseño, se confirmarán en la etapa de la puesta en servicio y se establecerán antes de que la instalación entre en funcionamiento.**

6.58. Los límites y condiciones operacionales son un conjunto de normas que establecen los límites de los parámetros, la capacidad funcional y los niveles de desempeño del equipo y del personal para la explotación segura de una instalación. Los límites y condiciones operacionales necesarios para la explotación segura se elaborarán en la etapa del diseño de una nueva instalación y se actualizarán, de ser necesario, durante la puesta en servicio, de modo que haya tiempo para la validación y la aprobación.

6.59. En el informe de análisis de la seguridad se describirán las hipótesis y se sentarán las bases para el establecimiento de los límites y condiciones operacionales que se presentarán en la documentación para la concesión de la licencia.

### **Requisito 19: Sucesos iniciadores postulados**

**Se determinarán los sucesos iniciadores postulados, incluidos los de origen humano, que puedan afectar a la seguridad, y se evaluarán sus efectos, individualmente y en las combinaciones que sean verosímiles.**

6.60. Sobre la base de la lista de peligros internos y riesgos externos, incluidos los de origen humano (véanse los requisitos 15 y 16) se seleccionarán los sucesos iniciadores que se deban analizar con más detalle. Los sucesos iniciadores postulados se determinarán teniendo en cuenta las opiniones de los expertos, la retroinformación sobre la experiencia operacional y la evaluación determinista, complementada con métodos probabilistas cuando sea el caso. Se confirmará que el conjunto resultante de sucesos iniciadores postulados es completo.



6.61. Algunos sucesos podrían ser consecuencia de otros, como una inundación después de un terremoto. Un peligro externo, como un terremoto, puede causar múltiples sucesos simultáneos en un emplazamiento y emisiones importantes de sustancias químicas peligrosas y materiales radiactivos desde distintos puntos de origen. Los efectos que pueda previsiblemente causar un suceso externo se considerarán parte del suceso iniciador. En el análisis de seguridad se considerarán el impacto de múltiples sucesos correlacionados en una misma instalación y el impacto de un solo suceso en todas las instalaciones de un mismo emplazamiento.

6.62. Los sucesos iniciadores postulados que se empleen para definir los requisitos de comportamiento de los elementos importantes para la seguridad en la evaluación general de la seguridad y en el análisis detallado de la instalación del ciclo del combustible nuclear se utilizarán para determinar los casos límite que constituirán la base del diseño y los límites operacionales de los elementos importantes para la seguridad.

6.63. Se realizará un análisis de los sucesos iniciadores postulados a fin de determinar las medidas preventivas y protectoras que serán necesarias para que se cumplan las funciones de seguridad requeridas.

6.64. Para excluir del diseño alguno de los sucesos iniciadores determinados a partir del conjunto completo de sucesos iniciadores postulados, deberá presentarse una justificación técnica.

## **Requisito 20: Análisis de la base de diseño**

**En el proceso de diseño de una instalación del ciclo del combustible nuclear se realizará un análisis completo de la seguridad. Se utilizarán métodos sistemáticos y reconocidos de análisis determinista, complementados con evaluaciones probabilistas cuando proceda, aplicando un enfoque graduado. La finalidad del análisis será lograr que el diseño ofrezca un nivel adecuado de seguridad y cumpla los criterios de aceptación requeridos.**

6.65. El análisis de seguridad y el diseño son procesos interactivos e iterativos que se llevan a cabo para lograr un nivel adecuado de seguridad. El análisis de seguridad abarcará todos los estados operacionales (comprendida la exposición a la radiación prevista en el funcionamiento normal) y las condiciones de accidente [13]. Respecto de cada accidente base de diseño o accidente equivalente, se evaluarán las consecuencias para el personal, el público y el medio ambiente. Se tendrán en cuenta las consecuencias no radiológicas de la explotación de la

instalación del ciclo del combustible nuclear. Cuando se trate de una instalación nueva, se incluirán en el análisis de seguridad los efectos que pueda tener en las actividades nucleares que existan en las proximidades.

6.66. Como parte del análisis de seguridad, se definirán escenarios de sucesos o de grupos de sucesos y se postularán los accidentes base de diseño o equivalentes. Los escenarios de sucesos podrán agruparse por tipo de suceso y de peligro (p.ej., pérdida de confinamiento, criticidad, incendio). El análisis confirmará que el riesgo de que los accidentes base de diseño tengan consecuencias es lo suficientemente bajo y que la probabilidad de accidente se ha reducido al mínimo posible. Se tendrá en cuenta la posibilidad de que un único suceso iniciador desencadene varios escenarios de accidente simultáneamente.

6.67. Para cada uno de los escenarios de sucesos (o de grupos de sucesos), se definirán las funciones de seguridad, los correspondientes elementos importantes para la seguridad y los controles administrativos que se emplearán para aplicar el concepto de defensa en profundidad. El análisis de seguridad ofrecerá garantías de que en el diseño se han tenido debidamente en cuenta las incertidumbres y, en especial, de que se han incluido márgenes adecuados para evitar efectos de corte abrupto y emisiones grandes o tempranas de materiales radiactivos.

6.68. Para la protección contra los peligros posibles se utilizará la siguiente jerarquía de medidas de diseño:

- 1) selección de los procesos operativos de modo que se eviten los peligros intrínsecos;
- 2) características pasivas de diseño;
- 3) características activas de diseño;
- 4) controles administrativos (véase el requisito 57).

6.69. La entidad explotadora especificará criterios de diseño explícitos para el nivel de seguridad que se habrá de alcanzar, de conformidad con los presentes requisitos de seguridad y con el marco general de seguridad descrito en la sección 2. Se establecerán restricciones de dosis, restricciones del riesgo y niveles de referencia para la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente contra la exposición directa e indirecta a la radiación, y las descargas radiactivas autorizadas en todos los estados de la instalación. Estas restricciones y los niveles de referencia se fijarán en valores iguales o inferiores a los límites establecidos en los reglamentos nacionales, las orientaciones normativas y las normas nacionales e internacionales, a fin de garantizar el cumplimiento en toda

la serie de condiciones de la instalación y de la producción<sup>26</sup>. Al determinar los criterios de diseño adecuados a partir de la legislación y las normas pertinentes, se tendrán en cuenta también los peligros químicos e industriales conexos.

6.70. Cuando se fijen los límites aceptables para los accidentes base de diseño, los riesgos relacionados con los sucesos adversos se caracterizarán como tolerables o inaceptables, según la gravedad de las consecuencias y según su frecuencia o la probabilidad de que se produzcan. Los límites aceptables para el medio ambiente, el público, los trabajadores y el resto del personal del emplazamiento pueden ser distintos. Cuando las consecuencias de los accidentes incluidos en la base de diseño superen los límites aceptables, se preverán medidas adicionales, de conformidad con el principio de la defensa en profundidad, para reducir la frecuencia de los accidentes y/o mitigar sus consecuencias, de modo que el riesgo resultante quede en el rango tolerable (véase el anexo).

6.71. En función de la categoría de seguridad en que estén clasificados, el diseño de las estructuras, sistemas y componentes y las actividades de análisis de confirmación se ajustarán procediendo de forma iterativa hasta que el diseño alcance niveles de seguridad adecuados según los criterios de aceptación especificados.

6.72. Las principales conclusiones del análisis de seguridad incluirán los límites de seguridad de los elementos y actividades importantes para la seguridad, y los límites y condiciones operacionales que sean necesarios. La preparación de los procedimientos operacionales y de los planes de protección radiológica, la prevención de la criticidad, la seguridad industrial y la preparación y respuesta para casos de emergencia se basarán en los resultados del análisis de seguridad.

### **Requisito 21: Condiciones adicionales de diseño**

**Sobre la base de un análisis determinista y de los criterios de ingeniería, con las evaluaciones probabilistas complementarias (cuando proceda) y aplicando un enfoque graduado, se derivará un conjunto de condiciones adicionales de diseño con el fin de mejorar aún más la seguridad de la instalación del ciclo del combustible nuclear dotándola de mayor capacidad para resistir, sin consecuencias inaceptables, accidentes que sean más graves que los contemplados en la base de diseño o que entrañen fallos adicionales. Estas condiciones adicionales de diseño se utilizarán para**

---

<sup>26</sup> En algunos Estados se utiliza el término ‘objetivo’ en lugar de ‘restricción’.

**determinar los otros escenarios de accidente que deban preverse en el diseño y planificar disposiciones viables para prevenir esos accidentes o mitigar sus consecuencias.**

6.73. Se realizará un análisis de las condiciones adicionales de diseño para las instalaciones nuevas o ya existentes en que sea posible que se produzca una emisión grande o una emisión temprana de materiales radiactivos. El principal objetivo técnico de la consideración de las condiciones adicionales de diseño será ofrecer garantías de que el diseño de la instalación permite prevenir condiciones de accidente<sup>27</sup> no consideradas en la base de diseño, o mitigar sus consecuencias, si se producen, en la medida de lo razonablemente posible. Se tendrá en cuenta la posibilidad de que por efectos de corte abrupto se produzcan accidentes que sobrepasen la base de diseño. En las instalaciones en que el análisis haya permitido definir condiciones adicionales de diseño, se añadirán nuevos elementos debidamente cualificados, o se ampliará la capacidad de los sistemas y procedimientos de seguridad, a fin de evitar los efectos de corte abrupto y otros sucesos previstos en las condiciones adicionales de diseño y de mitigar sus consecuencias.

6.74. Las instalaciones nuevas se diseñarán de modo que quede prácticamente eliminada la posibilidad de que surjan condiciones que puedan dar lugar a emisiones tempranas o emisiones grandes de materiales radiactivos. También se diseñarán de manera que, respecto de las condiciones adicionales de diseño, las medidas que se requieran fuera del emplazamiento para proteger al público sean medidas limitadas en cuanto a los períodos de tiempo y las áreas en que deban aplicarse, y de modo que haya tiempo suficiente para adoptarlas. Asimismo, se analizarán los sucesos iniciadores postulados contemplados en las condiciones adicionales de diseño para determinar si pueden comprometer la capacidad de responder de manera efectiva en casos de emergencia. Solo se considerarán disponibles las medidas protectoras que puedan ponerse en marcha en la localidad de modo fiable y con tiempo suficiente.

6.75. En el análisis que se efectúe se indicarán los elementos concebidos para ser utilizados en los sucesos previstos en las condiciones adicionales de diseño, o que sean capaces de evitar esos sucesos o de mitigar sus consecuencias. Esos elementos:

---

<sup>27</sup> Incluidas las condiciones de accidente que no tengan efectos fuera del emplazamiento pero que puedan causar daños al personal.

- a) podrán funcionar en las condiciones ambientales que rijan en las condiciones adicionales de diseño, según proceda;
- b) tendrán un nivel de fiabilidad proporcionado a la función que deban cumplir.

Se tomará en consideración la independencia de los elementos previstos para las condiciones adicionales de diseño, con respecto a los que estén destinados a hacer frente a accidentes más frecuentes.

### **Combinaciones de sucesos y fallos**

6.76. Cuando las opiniones de los expertos y los resultados de los análisis deterministas de la seguridad, complementados (si es posible) con evaluaciones probabilistas, indiquen que ciertas combinaciones de sucesos podrían dar lugar a que se produzcan incidentes operacionales previstos junto con otras condiciones de accidente, tales combinaciones de sucesos se considerarán accidentes base de diseño o se incluirán en las condiciones adicionales de diseño, en función, principalmente, de la probabilidad de que ocurran y de la magnitud de sus posibles consecuencias. Algunos sucesos pueden ser consecuencia de otros, como los incendios causados por terremotos; y un único suceso externo puede desencadenar múltiples sucesos dentro de la instalación, por ejemplo, varias fugas. Esos efectos directos se considerarán parte del suceso iniciador postulado que los desencadene.

### **Requisito 22: Análisis de incendios y explosiones**

**Se examinarán las posibilidades de que se produzcan incendios y explosiones internos y externos y se determinarán los sucesos iniciadores que puedan causarlos para su uso en el análisis de seguridad. Los controles específicos que se requieran para los incendios y explosiones se indicarán con claridad.**

6.77. Se llevarán a cabo análisis del peligro de incendio y del peligro de explosión en la instalación del ciclo del combustible nuclear, a fin de determinar las condiciones que deban reunir las barreras contra incendios y definir medios de protección pasiva y la separación física adecuada para los casos de incendio y explosión. Se tendrán en cuenta los incendios y explosiones que puedan originarse tanto dentro como fuera del emplazamiento. El análisis comprenderá todos los medios de prevención de incendios y explosiones y de lucha contra incendios, a saber:

- a) la prevención de incendios;
- b) la prevención de reacciones químicas fuera de control;

- c) la detección de incendios;
- d) la extinción de incendios;
- e) la segregación y las barreras para prevenir la propagación del fuego y el humo;
- f) las vías de evacuación para el personal.

6.78. En los análisis del peligro de incendio y del peligro de explosión se tendrán en cuenta explícitamente los incendios que se relacionen con materiales radiactivos y los que afecten a dichos materiales. Los análisis demostrarán que un suceso aislado no podrá impedir la parada segura de la instalación ni dar lugar a una emisión no controlada de materiales radiactivos o de materiales peligrosos conexos desde la instalación. Los análisis determinarán:

- los sucesos iniciadores postulados que se habrán de utilizar en el análisis de seguridad;
- la posibilidad de un fallo de causa común debido a un incendio o explosión;
- los límites adecuados para el material inflamable en las zonas de procesamiento, las salas de aparellaje eléctrico y las salas de control.

6.79. Cuando proceda, el análisis demostrará que los sistemas de extinción de incendios no aumentarán el riesgo de criticidad, no causarán daños al personal de operación, no reducirán significativamente la capacidad de los elementos importantes para la seguridad y no afectarán al mismo tiempo a los grupos de seguridad redundantes, dejando sin efecto las medidas adoptadas para cumplir con el criterio del fallo único (véase el requisito 23). El análisis comprenderá la posibilidad de ruptura y activación espuria o involuntaria de los sistemas de extinción de incendios, con arreglo a un enfoque graduado.

## REQUISITOS ESPECÍFICOS PARA EL DISEÑO

6.80. La evaluación de la seguridad indicará los elementos, incluidos los edificios, cuyo fallo por sucesos internos o externos pueda comprometer las funciones principales de seguridad, y esos fallos se evitarán mediante el diseño. Según la importancia que tengan para la seguridad, los elementos se diseñarán y ubicarán, con la debida consideración de otras consecuencias posibles para la seguridad, de forma que resistan los efectos de los peligros o estén protegidos contra estos y contra los mecanismos de fallo de causa común.

6.81. Los elementos importantes para la seguridad (incluidos los edificios) se diseñarán teniendo presentes todos los estados operacionales, los accidentes base

de diseño y, en la medida de lo posible, las condiciones adicionales de diseño. En el diseño se tendrán en cuenta los factores humanos y organizativos indicados en el requisito 27.

6.82. Los elementos importantes para la seguridad se diseñarán de manera que resistan los efectos de cargas y condiciones ambientales extremas (p. ej., los valores extremos de temperatura, humedad, presión y nivel de radiación) que se puedan producir en los estados operacionales y los accidentes base de diseño pertinentes<sup>28</sup>.

6.83. El diseño del control de procesos incorporará mecanismos para rectificar las condiciones operacionales anormales y reinstaurar un estado seguro y estable. Si es necesaria una parada repentina de la instalación o de parte de ella, se tendrá en cuenta la interdependencia de los diferentes procesos.

6.84. En los incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente, puede ser necesario que el operador adopte otras medidas para restablecer un estado seguro y estable a largo plazo en la instalación. Las intervenciones manuales del operador se analizarán como corresponda y serán suficientemente fiables para llevar el proceso a un estado seguro, a condición de que:

- a) el operador disponga de suficiente tiempo para adoptar las medidas de seguridad;
- b) la información disponible se haya procesado y presentado debidamente;
- c) el diagnóstico sea sencillo y la acción necesaria esté claramente especificada;
- d) las tareas impuestas al operador no sean excesivas.

6.85. Si existe la posibilidad de que no se cumpla alguna de estas condiciones, los sistemas de seguridad serán tales, que la instalación alcance un estado seguro.

---

<sup>28</sup> Los efectos de las cargas extremas comprenden:

- la deformación de los contenedores de materiales fisibles;
- la entrada de agua de lluvia en edificios en que se manipulan materiales nucleares;
- los efectos de la presión del viento en las grúas de torre empleadas para levantar materiales o desechos nucleares;
- los efectos de los aumentos bruscos de presión en los filtros de aire particulado de alta eficacia (HEPA), provocados por escapes de gases;
- la lectura de valores inexactos, o iguales a cero, en los instrumentos (p. ej., en los detectores de radiación), debido a que los valores reales están fuera del rango de la escala.

6.86. Se establecerán medios para la monitorización de todos los procesos y equipos esenciales durante un incidente operacional previsto o un accidente, y después de estos. De ser necesario, se establecerán medios de monitorización y parada segura a distancia.

6.87. En el diseño de la instalación se estudiará la posibilidad de aumentar el blindaje diseñado para limitar la exposición externa, cuando sea factible, a fin de reducir las consecuencias de un accidente de criticidad. Al diseñar y configurar el blindaje se tendrá en cuenta su potencial de degradación.

6.88. Se prestará atención a fortalecer las estructuras para que resistan condiciones de accidente tales como una explosión o la criticidad, o mitiguen sus efectos.

6.89. Los elementos importantes para la seguridad serán capaces de funcionar en caso de pérdida de los sistemas de apoyo, por ejemplo del aire comprimido, si no es así, se diseñarán de modo que su fallo genere una configuración segura, con posiciones, ajustes y señales aceptables (o una clara indicación del fallo).

6.90. La entidad explotadora se asegurará de tener pleno acceso a la información sobre el diseño y su configuración que se necesite para que el funcionamiento, el mantenimiento (comprendidos los intervalos adecuados para los ensayos) y la modificación se realicen en condiciones de seguridad.

### **Requisito 23: Redundancia, diversidad e independencia**

**Sobre la base del análisis de seguridad, el diseño establecerá un nivel adecuado de redundancia, diversidad e independencia del equipo.**

6.91. La instalación se diseñará de modo que una avería aislada o un fallo de un equipo no den lugar a accidentes que superen las condiciones de la base de diseño. Los elementos importantes para la seguridad tendrán una adecuada redundancia, diversidad e independencia, con separación física.

6.92. Se aplicarán los principios de la redundancia y la independencia, como principios de diseño que contribuyen considerablemente a mejorar la fiabilidad de las funciones importantes para la seguridad. Con arreglo a la categoría de seguridad respectiva, los elementos importantes para la seguridad estarán físicamente separados entre sí y la utilización de sistemas compartidos estará reducida al mínimo. Se demostrará que la instalación se ha diseñado de modo que ningún fallo único pueda conducir a que un sistema pierda la capacidad de



funcionar según lo previsto, salvo que el tiempo de que se disponga a partir del inicio del accidente sea suficiente para que intervenga el operador.

6.93. El diseño de la instalación tendrá en cuenta el principio de la diversidad a fin de mejorar la fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad y reducir la posibilidad de fallos de causa común.

#### **Requisito 24: Disposiciones de diseño para la gestión de los desechos radiactivos**

**En la etapa de diseño se estudiará la necesidad de incorporar disposiciones para la gestión de los desechos radiactivos en la instalación del ciclo del combustible nuclear. La generación de desechos radiactivos se mantendrá en el mínimo posible, en términos de actividad y de volumen, mediante medidas de diseño adecuadas. Se considerarán también la gestión previa a la disposición final y las vías para la disposición final, con el mismo objetivo de reducir al mínimo el efecto global en los trabajadores, el público y el medio ambiente.**

6.94. El diseño de la instalación incorporará las características adecuadas para facilitar la gestión de los desechos radiactivos. Se establecerán sistemas e instalaciones para la gestión segura de los desechos radiactivos, que permitan la caracterización, la segregación, el acondicionamiento, el tratamiento previo, la inmovilización y el almacenamiento provisional del inventario de desechos radiactivos presente y futuro. Estos sistemas e instalaciones se crearán de conformidad con los criterios preestablecidos y con las políticas y estrategias nacionales para la gestión de desechos radiactivos, y tomarán en consideración la capacidad de almacenamiento y las opciones de disposición final tanto en el emplazamiento como fuera de él. Las instalaciones de gestión de desechos radiactivos son en sí mismas instalaciones del ciclo del combustible nuclear, a las que se aplicarán los requisitos establecidos en la presente publicación, con un enfoque graduado.

6.95. El diseño de la instalación permitirá la gestión segura de los desechos y efluentes radiactivos que se deriven de los estados operacionales, el mantenimiento y la limpieza periódica de la instalación. Se prestará la debida atención a las diversas características y composiciones y los distintos niveles de actividad de los desechos generados en la instalación.

6.96. El diseño preverá:

- a) los materiales y, cuando proceda, el acabado superficial más adecuados, de modo que las cantidades de desechos radiactivos se reduzcan al mínimo posible y se facilite la descontaminación;
- b) la capacidad de acceso y los medios de manipulación, incluidos los mecanismos de izado, que puedan ser necesarios;
- c) las instalaciones necesarias para el procesamiento (es decir, para el tratamiento previo, el tratamiento y el acondicionamiento) y el almacenamiento de los desechos radiactivos generados durante la explotación, y disposiciones para la gestión de los desechos radiactivos que se generarán en la clausura de la instalación.

6.97. En el diseño de las instalaciones se procurará, en lo posible, que todos los tipos de desecho que esté previsto producir durante la vida de la instalación tengan vías de disposición final designadas. Cuando esas vías no existan en la etapa del diseño de la instalación, se dispondrá lo necesario para facilitar las opciones futuras que estén contempladas.

6.98. Las instalaciones de procesamiento de desechos y, cuando sea necesario, las instalaciones de almacenamiento provisional se considerarán en el marco del diseño global de la instalación. Se aplicarán los requisitos relativos a la generación, el procesamiento y el almacenamiento de desechos radiactivos que se establecen en la publicación GSR Part 5 [14].

6.99. Los materiales nucleares que generen calor se almacenarán en instalaciones que posean una función de evacuación del calor suficientemente fiable, además de un confinamiento y un blindaje adecuados (véase el requisito 39).

#### **Requisito 25: Diseño para la gestión de las descargas radiactivas atmosféricas y líquidas**

**Se establecerán disposiciones de diseño para velar por que las descargas al medio ambiente de materiales radiactivos gaseosos, líquidos y particulados, y de los productos químicos peligrosos conexos, se atengan a los límites autorizados. Tales disposiciones garantizarán que las dosis recibidas por el público y los efectos en el medio ambiente sean tan bajos como sea razonablemente posible.**

6.100. Las instalaciones del ciclo del combustible nuclear estarán diseñadas de modo que el material radiactivo y los efluentes tóxicos conexos que se deriven

de las operaciones normales tengan una repercusión mínima en el público y el medio ambiente. La gestión de los efluentes radiactivos, incluidas las descargas, cumplirá los requisitos establecidos en las publicaciones GSR Part 3 [2] y GSR Part 5 [14]. Al aplicar esos requisitos, el autor del diseño tomará en consideración la totalidad del emplazamiento, teniendo presente el principio de la optimización de la protección y la seguridad.

6.101. Se preverán sistemas para el tratamiento de los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos con objeto de mantener los volúmenes, las concentraciones de la actividad y la cantidad total de radiactividad en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, y siempre por debajo de los límites autorizados para las descargas. Estas disposiciones abarcarán los productos químicos peligrosos y el material particulado que estén o puedan estar presentes.

6.102. La evaluación de la seguridad y la evaluación del impacto ambiental que se incluirán en la documentación para la concesión de la licencia tendrán en cuenta las necesidades de monitorización, recogida y tratamiento apropiado (por ejemplo, por intercambio iónico o filtrado) de los efluentes que puedan estar contaminados, antes de su descarga al medio ambiente. Se establecerán características de diseño que permitan verificar que las descargas no superen los límites autorizados antes de su emisión al medio ambiente.

6.103. El diseño incluirá la puesta a prueba (de conformidad con las normas internacionales aceptadas) de la eficiencia de las etapas finales de los medios para evacuar los materiales peligrosos y radiactivos (los filtros, depuradores o lechos) a fin de comprobar que se corresponda con la eficiencia de la evacuación prevista en el diseño.

6.104. La evaluación de la seguridad determinará la necesidad de mediciones en tiempo real para confirmar que los sistemas de limpieza funcionan con eficacia y garantizar la medición continua de las descargas. Se establecerán disposiciones de diseño para monitorizar las descargas radiactivas aéreas y líquidas al medio ambiente.

**Requisito 26: Diseño para el mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección de los elementos importantes para la seguridad**

**Los elementos importantes para la seguridad se diseñarán de modo que se facilite el mantenimiento, la inspección y el ensayo de su capacidad funcional durante toda la vida de la instalación.**

6.105. El diseño y la configuración de los elementos importantes para la seguridad incluirán disposiciones que optimicen la protección en las actividades de mantenimiento, inspección y ensayo. El término ‘mantenimiento’ comprende medidas tanto preventivas como correctivas.

6.106. Se prestará atención específica al diseño para el mantenimiento del equipo que<sup>29</sup>:

- esté instalado en zonas de gran actividad, como las celdas calientes;
- se vaya a utilizar en instalaciones con una vida de diseño larga.

### **Requisito 27: Ingeniería de factores humanos**

**En todo el proceso de diseño se tendrán en cuenta los factores humanos y organizativos y la interfaz persona-máquina.**

6.107. En el proceso de diseño se prestará la debida atención a la disposición física de las instalaciones y el equipo, así como a los procedimientos, incluidos los de mantenimiento e inspección, y se facilitará la interacción de los operadores con la instalación en todos los estados de esta.

6.108. En el diseño del equipo de manipulación a distancia, las cajas de guantes, las salas de control y los paneles de control se considerarán los factores humanos y se aplicarán los principios ergonómicos, teniendo en cuenta el conocimiento de las condiciones reales que puedan tener los operadores (por ejemplo, mediante una evaluación holística de la carga de trabajo, la disposición en planta, las comunicaciones y los instrumentos de apoyo al operador). Los paneles de control ofrecerán claras indicaciones en pantalla y señales sonoras de los parámetros que sean importantes para la seguridad.

6.109. El diseño reducirá al mínimo las cargas impuestas al operador durante el funcionamiento normal, los incidentes operacionales previstos y las condiciones de accidente, mediante la incorporación de:

- a) la activación automática de las acciones apropiadas para promover el éxito de la operación;
- b) indicaciones claras siempre que se produzcan cambios importantes en el estado del proceso;

---

<sup>29</sup> Véanse también los requisitos 30 y 44.

- c) enclavamientos, llaves, contraseñas y otros dispositivos de control apropiados para prevenir errores.

6.110. Las personas que realicen los análisis de los factores humanos y organizativos contarán con la adecuada capacitación y cualificación. En la medida en que sea viable, se hará participar activamente en el proceso de diseño a operadores que hayan adquirido experiencia operacional en instalaciones similares, a fin de velar por que se tomen en consideración la explotación de la instalación (en todos sus estados) y el mantenimiento del equipo en el futuro.

### **Requisito 28: Control de las transferencias de materiales radiactivos y otros materiales peligrosos**

**En el análisis de seguridad se examinarán las transferencias de materiales radiactivos y otros materiales peligrosos y se determinarán los controles necesarios. El diseño incluirá características que permitan la transferencia segura de los materiales radiactivos y los productos químicos conexos.**

6.111. En el análisis de seguridad se abordará el control de las transferencias de materiales radiactivos, materiales fisibles y otros materiales peligrosos<sup>30</sup> entre distintas zonas y edificios. Se adoptarán disposiciones para que los operadores especifiquen con exactitud el destino del material, detecten el material que no llegue al destino adecuado y rechacen el material entrante que no cumpla los criterios de aceptación. Se prestará especial atención a los controles de las posibles rutas hacia las corrientes de efluentes o hacia el medio ambiente, y a la transferencia de materiales desde el interior de la zona de contención o blindaje hacia áreas con niveles menores de confinamiento o blindaje. La seguridad de los materiales radiactivos puede verse afectada por productos químicos que tal vez no sean peligrosos de por sí.

6.112. Los bultos que contengan materiales fisibles sujetos a controles de la criticidad estarán etiquetados con claridad. Se preverán la instrumentación y el control, el aislamiento y el muestreo apropiados, con arreglo a un enfoque graduado.

---

<sup>30</sup> Esto incluye la adición accidental de moderadores o la mezcla inadvertida de materiales radiactivos o productos químicos incompatibles, peligrosos o reactivos.

## DISPOSICIONES PARA LA VIDA DE UNA INSTALACIÓN DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

### **Requisito 29: Disposiciones de diseño para la construcción**

**Los elementos importantes para la seguridad de una instalación del ciclo del combustible nuclear se diseñarán de modo que sea posible fabricarlos, construirlos, ensamblarlos, instalarlos y montarlos aplicando procesos establecidos que garanticen el cumplimiento de las especificaciones de diseño y el nivel de seguridad requerido.**

6.113. Se tendrá debidamente en cuenta la experiencia pertinente que se haya adquirido en la construcción de otras instalaciones similares y de sus correspondientes estructuras, sistemas y componentes. Cuando se adopten las mejores prácticas de otras industrias pertinentes, se demostrará que esas prácticas son apropiadas para la aplicación nuclear de que se trate.

### **Requisito 30: Cualificación de los elementos importantes para la seguridad**

**Se instituirá un programa de cualificación destinado a verificar que los elementos importantes para la seguridad sean capaces de cumplir las 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 que rijan durante el mantenimiento y el ensayo.**

6.114. Las condiciones ambientales y de servicio que se consideren en el programa de cualificación de los elementos importantes para la seguridad en una instalación del ciclo del combustible nuclear incluirán las variaciones de las condiciones ambientales que se hayan previsto en la base de diseño<sup>31</sup> y para las condiciones adicionales de diseño definidas.

6.115. En el programa de cualificación de los elementos importantes para la seguridad<sup>32</sup>, se tendrán en cuenta los efectos de envejecimiento causados por factores ambientales (como la irradiación, la humedad o la temperatura) durante la vida en servicio prevista de esos elementos. Cuando los elementos importantes para la seguridad estén expuestos a sucesos naturales externos y deban cumplir

---

<sup>31</sup> Véase también el requisito 26.

<sup>32</sup> Esto incluye los elementos esenciales para el mantenimiento de la seguridad con respecto a la criticidad y los elementos empleados para el izado del combustible gastado y los elementos fértiles en las piscinas.

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 en que habrán de funcionar los elementos importantes para la seguridad en esa situación, sea mediante un ensayo, un análisis o una combinación de ambos.

### **Requisito 31: Disposiciones de diseño para la puesta en servicio**

**El diseño incluirá las características que sean necesarias para facilitar el proceso de puesta en servicio de la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

6.116. En el contexto de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, se entiende por puesta en servicio el proceso mediante el cual se ponen en funcionamiento los sistemas y componentes, una vez construidos, y se verifica que se ajusten al diseño y cumplan los criterios de funcionamiento establecidos. Todos los elementos importantes para la seguridad estarán diseñados y dispuestos de modo que sus funciones de seguridad se puedan someter a inspecciones, ensayos y trabajos de mantenimiento adecuados siempre que sea necesario, con arreglo a su clasificación desde el punto de vista de la seguridad. Cuando sea posible, los elementos importantes para la seguridad se cualificarán antes de la etapa de la puesta en servicio. Si no es viable prever la posibilidad de someter a prueba un determinado componente, el análisis de seguridad tendrá en cuenta la posibilidad de fallos no detectados de ese equipo. (Véase la sección 8.)

### **Requisito 32: Consideraciones de diseño para la gestión del envejecimiento**

**Se adoptarán márgenes de seguridad de diseño que tengan en cuenta las propiedades previstas de los elementos importantes para la seguridad y los efectos de los procesos de envejecimiento y degradación de los materiales.**

6.117. El diseño y la disposición física de los elementos importantes para la seguridad, como los sistemas de contención y los absorbentes de neutrones, tendrán en cuenta la degradación de los materiales por envejecimiento y la posibilidad de fallos prematuros. Cuando los componentes cumplan una función de seguridad, se preverán componentes sustitutivos de calidad equivalente.

6.118. Cuando no se conozcan en detalle las características de materiales cuyas propiedades mecánicas puedan cambiar en el servicio, se desarrollará en el diseño un sistema de vigilancia que reduzca al mínimo los riesgos causados por los efectos del envejecimiento y de la química de los procesos, la erosión, la corrosión y la irradiación de los materiales (véanse los requisitos 26 y 60).

### **Requisito 33: Disposiciones de diseño para la clausura**

**En el diseño de una instalación del ciclo del combustible nuclear se prestará atención a facilitar la clausura final de modo que la exposición de los trabajadores y del público causada por la clausura se mantenga en el valor más bajo que sea razonablemente posible, que se garantice la protección de las personas y del medio ambiente, y que se reduzca al mínimo la cantidad de desechos radiactivos generada en esa etapa.**

6.119. Junto con disponer lo necesario para la explotación segura de la instalación, el diseño:

- a) reducirá al mínimo el número y tamaño de las zonas contaminadas para facilitar la limpieza en la etapa de la clausura;
- b) escogerá materiales de contención que sean resistentes a todos los productos químicos que se vayan a utilizar y tengan suficiente resistencia al desgaste, para facilitar su descontaminación al final de su vida útil;
- c) evitará acumulaciones indeseadas de productos químicos o materiales radiactivos;
- d) preverá la descontaminación a distancia, si es necesario;
- e) tomará en consideración las posibilidades de tratar, almacenar, transportar y someter a disposición final los desechos que se generen en la etapa de la clausura;
- f) incorporará disposiciones para la gestión de los conocimientos pertinentes sobre el diseño;
- g) preverá un acceso fácil a los componentes principales de los sistemas y a los posibles puntos de contaminación, especialmente en la estructura de la instalación, para facilitar la clausura.

### **PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

#### **Requisito 34: Diseño para la protección contra la exposición interna a la radiación**

**El diseño garantizará que los trabajadores, el público y el medio ambiente estén protegidos contra emisiones no controladas de materiales radiactivos en todos los estados de la instalación. Las emisiones se mantendrán en un valor tan bajo como sea razonablemente posible y no superarán los límites autorizados en condiciones de funcionamiento normal, ni los límites aceptables en condiciones de accidente.**



6.120. En condiciones de funcionamiento normal, el diseño reducirá la exposición interna al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse. Con arreglo a un enfoque graduado, las características de diseño para el control y la limitación de la exposición interna incluirán medios de confinamiento y equipo de detección de fugas como sigue:

- Se adoptarán disposiciones para prevenir la emisión o dispersión innecesarias de materiales radiactivos, desechos radiactivos y contaminación en la instalación.
- La disposición en planta de la instalación estará diseñada de modo que permita un control adecuado del acceso del personal de operación a las zonas de posible contaminación.
- Se instalarán medios de monitorización y sistemas de alarma apropiados para casos de contaminación aerotransportada. Se establecerán sistemas móviles o personales de monitorización del aire en los lugares de trabajo en que haya cantidades significativas de materiales radiactivos.

6.121. Las zonas ocupadas por los trabajadores se clasificarán según los niveles previsibles de contaminación superficial y aerotransportada, y sobre la base de esta clasificación se instalará equipo de monitorización (véase el requisito 24 de la publicación GSR Part 3 [2]). El diseño tendrá en cuenta la necesidad de disposiciones apropiadas para determinadas operaciones en las zonas contaminadas. Se establecerán equipos estacionarios y móviles para detectar la contaminación superficial en las personas, el equipo, los productos y otros objetos, a fin de verificar el confinamiento efectivo de los materiales radiactivos.

6.122. Se establecerán instalaciones para la descontaminación del personal de operación y el equipo.

### **Requisito 35: Medios de confinamiento**

**El diseño incluirá medios para el confinamiento dinámico y estático de los materiales radiactivos y los materiales peligrosos conexos, según lo exija el análisis de seguridad. Se instalará el equipo de detección de fugas apropiado para el control de la contaminación.**

6.123. La índole y el número de las barreras de confinamiento y su comportamiento de diseño, así como el comportamiento de diseño de los sistemas de ventilación, guardarán proporción con el grado de peligro potencial, y se prestará especial atención a la posibilidad de dispersión de emisores alfa.

Los niveles de contaminación aerotransportada serán tan bajos como sea razonablemente posible y no superarán los límites autorizados.

6.124. La contención será el principal método de confinamiento para evitar la propagación de la contaminación. Se establecerá una cantidad apropiada de barreras físicas estáticas y sistemas de contención dinámicos complementarios, conforme a lo determinado en el análisis de seguridad:

- a) El sistema de contención estático consistirá en barreras físicas entre los materiales radiactivos y el personal o el medio ambiente. El número de barreras físicas se determinará caso por caso mediante un análisis de seguridad.
- b) El sistema de contención dinámico se utilizará para crear un flujo de aire hacia las zonas con niveles superiores de contaminación para el tratamiento antes de la descarga<sup>33</sup>. El sistema de contención dinámico se diseñará de forma que, en la medida de lo posible, su eficacia se mantenga en caso de pérdida del confinamiento estático.

6.125. La ingestión de una pequeña cantidad de algunos materiales radiactivos puede dar lugar a una exposición importante. En las instalaciones nuevas donde se vayan a manipular esos materiales en forma móvil (p. ej., en las instalaciones de fabricación de combustible MOX o en las plantas de reprocesamiento), se establecerán como mínimo dos barreras estáticas, de manera que los materiales radiactivos queden confinados dentro de la primera barrera estática durante el funcionamiento normal. La segunda barrera estática estará dotada de elementos para el control de la contaminación aerotransportada, a fin de reducir al mínimo la exposición del personal a la radiación en los estados operacionales durante toda la vida útil de la instalación, y de limitar la contaminación dentro de la instalación en la mayor medida posible.

6.126. Los sistemas de contención dinámicos de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear estarán dotados de un sistema de ventilación de tamaño apropiado en las zonas en que se considere probable que se concentren materiales peligrosos aerotransportados en todos los estados de la instalación.

---

<sup>33</sup> En algunos sistemas o partes de sistemas, la dirección del flujo de aire o la ausencia de dicho flujo podrán estar determinadas por otros factores, como la necesidad de prevenir la entrada de oxígeno en las vasijas a presión o en los sistemas con presurización local. Cuando se procesen materiales inflamables, podrán utilizarse gases inertes en lugar de aire para establecer los flujos necesarios.

6.127. En el diseño de los sistemas de contención dinámicos se tendrán en cuenta los criterios de comportamiento de la ventilación y del confinamiento estático, tales como la diferencia de presión entre las zonas, los tipos de filtro que se utilizarán, la diferencia de presión entre los filtros, y la velocidad de flujo apropiada en los estados operacionales.

6.128. Se tomarán en consideración la eficacia de los filtros y su resistencia a los productos químicos, la humedad, las altas temperaturas de los gases de combustión y las condiciones de incendio. También se tendrá en cuenta la acumulación de materiales. El diseño del sistema de ventilación facilitará la monitorización y el ensayo del funcionamiento.

### **Requisito 36: Diseño para la protección contra la exposición externa a la radiación**

**Se adoptarán disposiciones para garantizar que las dosis que reciban los trabajadores y el público se mantengan tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta las restricciones de dosis pertinentes, y por debajo de los límites de dosis.**

6.129. Se identificarán detalladamente las fuentes de radiación existentes en toda la instalación, y la exposición y los riesgos radiológicos que causen se mantendrán tan bajos como sea razonablemente posible mediante una aplicación graduada de los requisitos de protección, que se establecen en la publicación GSR Part 3 [2].

6.130. El diseño de la instalación optimizará la ocupación humana, la disposición física del equipo y los materiales radiactivos, y el equipo de blindaje, a fin de que la exposición a la radiación se mantenga tan baja como sea razonablemente posible, y dentro de los límites establecidos, en todos los estados operacionales. También se tomarán en consideración las ventajas para la seguridad que reporte el uso de equipo automatizado y de manipulación a distancia, con una adecuada evaluación de la asignación de funciones a los operadores y a los sistemas automatizados<sup>34</sup>.

6.131. El autor del diseño clasificará las zonas tomando en consideración la magnitud de las exposiciones normales previstas, la probabilidad y magnitud

---

<sup>34</sup> El objetivo es optimizar la protección; por ejemplo, una mayor automatización podría elevar la exposición del personal de mantenimiento, al tiempo que reduce la exposición del personal de operación. El resultado podría ser una exposición total más alta, especialmente si la automatización no es fiable.

de las exposiciones posibles, y la índole y el alcance de los procedimientos de protección y seguridad requeridos. Se limitará por diseño la necesidad de que los trabajadores accedan a las zonas en que los niveles de radiación puedan provocar una exposición que dé lugar a dosis altas, y se establecerá un nivel de control proporcionado a los peligros [2].

6.132. Se establecerán medios para monitorizar los niveles de radiación de manera que las condiciones anormales que pudieran producirse se detecten prontamente y se pueda evacuar al personal.

6.133. La disposición en planta de la instalación será tal que las dosis recibidas por los trabajadores durante el funcionamiento normal puedan mantenerse en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, y se tomará debidamente en consideración la necesidad de suministrar equipos especiales para cumplir esos requisitos. En la medida en que sea viable, el equipo que se someta frecuentemente a tareas de mantenimiento o a un funcionamiento manual deberá encontrarse en zonas con bajas tasas de dosis, a fin de reducir la exposición de los trabajadores.

6.134. Se incorporarán características de diseño apropiadas para evitar que la radiación pueda atravesar directamente o rodear las penetraciones en el blindaje.

### **Requisito 37: Sistemas de monitorización radiológica**

**La instalación del ciclo del combustible nuclear contará con equipo que permita realizar una monitorización radiológica adecuada en los estados operacionales, en los accidentes base de diseño y, cuando corresponda, en las condiciones adicionales de diseño.**

6.135. Los sistemas de monitorización radiológica de la instalación incluirán lo siguiente:

- a) Medidores de tasa de dosis estacionarios para vigilar la tasa de dosis de radiación local en los lugares a los que accedan habitualmente los trabajadores y en otros lugares donde el acceso solo esté permitido por períodos de tiempo especificados en los estados operacionales (como las celdas, para el mantenimiento ordinario, y las galerías de eyectores, donde los niveles de radiación pueden cambiar).
- b) Medidores de tasa de dosis estacionarios que indiquen los niveles generales de radiación en lugares apropiados de la instalación en los incidentes operacionales previstos, en las condiciones de accidente incluidas en la

base de diseño y, en la medida de lo posible, en las condiciones adicionales de diseño. Los medidores de tasa de dosis estacionarios proporcionarán información suficiente, en la posición de control adecuada, para que el personal de operación pueda poner en marcha medidas protectoras y correctivas, si es necesario.

- c) Monitores para medir la actividad de los materiales radiactivos en la atmósfera en las zonas frecuentadas por el personal y donde quepa prever que los niveles de radiactividad en el aire sean tales, que sea necesario adoptar medidas protectoras.
- d) Equipo estacionario y laboratorios para determinar prontamente las concentraciones de determinados radionucleidos en los sistemas de proceso de fluidos y en muestras de gases o líquidos<sup>35</sup> tomadas en la instalación o en el entorno, en todos los estados de la instalación.
- e) Equipo estacionario para monitorizar y controlar los efluentes antes o en el momento de su descarga al medio ambiente. Esos equipos serán capaces de detectar emisiones no planificadas de materiales radiactivos y de los productos químicos tóxicos conexos al medio ambiente.
- f) Dispositivos para medir la contaminación superficial.
- g) Instalaciones y equipo para medir las dosis recibidas por el personal, y la contaminación del personal, los desechos y los instrumentos antes de que salgan de las zonas sometidas a control radiológico.
- h) Con arreglo a un enfoque graduado y en proporción a los riesgos, medios de vigilancia radiológica en las puertas y otros posibles puntos de salida de la instalación para los materiales radiactivos que se extraigan del edificio de la instalación sin permiso o que salgan de este debido a una contaminación accidental.

6.136. Se adoptarán medidas para prevenir la propagación de la contaminación radiactiva, entre otras cosas mediante sistemas de monitorización adecuados (véanse también los requisitos 35 y 36).

6.137. Además de la vigilancia dentro de la instalación, se adoptarán también medidas para evaluar las exposiciones y otros parámetros radiológicos y determinar el impacto radiológico de la instalación en el medio ambiente, según sea necesario.

---

<sup>35</sup> Las corrientes de proceso y las muestras pueden ser diferentes en los distintos estados de la instalación.

### **Requisito 38: Diseño para la seguridad con respecto a la criticidad**

**El diseño garantizará un margen adecuado de subcriticidad, en los estados operacionales y en las condiciones denominadas condiciones anormales verosímiles, o en las condiciones incluidas en la base de diseño.**

#### **Prevención**

6.138. En las zonas de la instalación en que la cantidad de materiales fisibles sea tan baja, o la composición isotópica sea tal, que se cumplan los criterios de exención especificados por el órgano regulador o convenidos con él, no será necesaria una evaluación completa de la seguridad con respecto a la criticidad<sup>36</sup>. En todos los demás casos, la seguridad con respecto a la criticidad se garantizará con medidas preventivas que se establecerán en el diseño en la medida en que sea razonablemente factible. En este contexto, la zona sometida a control de la criticidad podrá ser una cascada de enriquecimiento completa, un edificio o todo el emplazamiento.

6.139. Los métodos para garantizar la seguridad con respecto a la criticidad en cualquiera de los procesos incluirán, entre otros, los que se indican a continuación, aplicados individualmente o en distintas combinaciones:

- a) un control tecnológico pasivo dado por el diseño del equipo;
- b) un control tecnológico activo que entrañe el uso de instrumentación de control de procesos;
- c) medios químicos, como la prevención de condiciones que permitan la precipitación;
- d) la utilización de procesos inherentemente seguros;
- e) controles administrativos que aseguren el cumplimiento de los procedimientos operacionales.

6.140. Las evaluaciones y los cálculos de la criticidad se efectuarán utilizando hipótesis conservadoras.

6.141. Se empleará un método de análisis de seguridad riguroso, conservador y de valor probado, y se considerará la posibilidad de utilizar la defensa en

---

<sup>36</sup> A cambio, será necesario demostrar que el propio material no puede mantener una reacción nuclear en cadena o que la cantidad máxima de nucleidos fisibles es muy inferior a los parámetros críticos mínimos pertinentes (en la publicación SSG-27 [16] se ofrece orientación sobre diversos aspectos del control de la criticidad).

profundidad para prevenir los accidentes de criticidad. Los controles de seguridad para la criticidad serán independientes, diversos y robustos. Todo cambio en el diseño o en las hipótesis que afecte a procesos o actividades relacionados con materiales fisibles se someterá a una nueva evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad.

6.142. Para la prevención de la criticidad mediante el diseño, el enfoque preferido será el principio de la doble contingencia. La aplicación de este principio significa que el diseño de los procesos incluirá factores de seguridad suficientes para que sea necesario que concurran al menos dos cambios improbables e independientes en las condiciones del proceso antes de que pueda producirse un accidente de criticidad.

6.143. La seguridad con respecto a la criticidad se logrará manteniendo uno o varios de los parámetros del sistema que se enumeran a continuación dentro de los límites de subcriticidad para los estados operacionales y para las condiciones que, de conformidad con los reglamentos nacionales, se denominan: a) condiciones anormales verosímiles, o b) condiciones incluidas en la base de diseño (p. ej., incendios, inundaciones o pérdidas de refrigeración):

- la masa y el enriquecimiento de los materiales fisibles presentes en un proceso;
- la geometría (limitación de las dimensiones o forma) del equipo de procesamiento;
- la concentración de materiales fisibles en las soluciones;
- el grado de moderación;
- el control de los reflectores;
- la presencia de absorbentes de neutrones apropiados.

6.144. La seguridad del diseño de una instalación se demostrará mediante un análisis de criticidad específico en que se tendrán en cuenta los siguientes factores importantes, por separado y combinados:

- a) El medio fisible de referencia: se determinará la forma radiactiva y química más reactiva del material fisible en cuestión, en los estados operacionales o en condiciones de accidente.
- b) El enriquecimiento: en todas las evaluaciones se utilizará el enriquecimiento máximo autorizado en alguna parte de la instalación, a menos que se demuestre la imposibilidad de alcanzar este nivel de enriquecimiento de conformidad con el principio de la doble contingencia.

- c) La masa: la seguridad con respecto a la criticidad se evaluará dejando un margen importante.
- d) La geometría: el análisis incluirá la disposición en planta de la instalación, y las dimensiones de los tubos, vasijas y otras unidades de procesamiento. Se tomará en consideración la posibilidad de cambios en las dimensiones (por ejemplo, por erosión o deformación) durante los estados operacionales y en condiciones de accidente.
- e) La concentración, densidad y forma de los materiales: cuando corresponda, el análisis tomará en consideración una variedad de concentraciones de materiales fisibles en las soluciones con el fin de determinar las condiciones más reactivas que se puedan dar. A menos que sea posible garantizar la homogeneidad de la solución, se considerará la concentración de materiales fisibles que represente la peor de las hipótesis en las áreas de procesamiento y almacenamiento de la instalación.
- f) La moderación: el análisis tendrá en cuenta una gama de grados de moderación diferentes para determinar las condiciones más reactivas que pudieran ocurrir.
- g) La reflexión: se adoptará una hipótesis conservadora con respecto a la reflexión.
- h) La interacción de neutrones: se tomará en consideración la posibilidad de interacción de los neutrones entre todas las unidades de la instalación que puedan intervenir, incluida cualquier unidad móvil que pueda acercarse al complejo.
- i) Los absorbentes de neutrones: cuando se tengan en cuenta en el análisis de seguridad, y si hay riesgo de degradación, o bien de ruptura o desplazamiento, la presencia e integridad de los absorbentes de neutrones deberá poderse verificar durante las inspecciones periódicas.
- j) Las incertidumbres de todos los parámetros (como los conjuntos de datos de masa, densidad, geometría y sección eficaz nuclear) se tomarán en consideración en los cálculos de la criticidad.

6.145. Los códigos informáticos empleados para demostrar la seguridad con respecto a la criticidad se someterán a verificación y validación (véase la publicación GSR Part 4 (Rev. 1) [13]).

6.146. En la demostración de la seguridad con respecto a la criticidad, se tendrá en cuenta lo siguiente:

- a) Las posibilidades de encauzamiento erróneo, acumulación, rebosamiento y derrame de materiales fisibles (por ejemplo, una transferencia errónea



debido a un error humano) o de arrastre de materiales fisibles (por ejemplo, de los evaporadores).

- b) Las posibilidades de fugas que se evaporen y den lugar a un aumento de las concentraciones, en particular si es posible que la evaporación tenga lugar antes de que se detecte la fuga.
- c) La elección de los medios de extinción de incendios (por ejemplo, agua o polvo) y la seguridad de su uso.
- d) Los efectos de la corrosión, la erosión y la vibración en los sistemas expuestos a oscilaciones, como la posibilidad de fugas y de cambios en la geometría. Si el control de la criticidad de un líquido fisible se alcanza mediante la geometría, deberá preverse la pérdida de confinamiento, por ejemplo utilizando bandejas de goteo a prueba del riesgo de criticidad o vigilando los niveles de líquido;
- e) La posibilidad de inundaciones internas y externas y de otros peligros internos y externos que puedan comprometer las medidas de prevención de la criticidad.
- f) La posibilidad de utilizar venenos neutrónicos, como gadolinio o boro, durante el funcionamiento normal (p. ej., para aumentar la masa segura de material fisible en un disolvente), durante las desviaciones del funcionamiento normal (p. ej., disoluciones de venenos neutrónicos solubles por debajo de un límite de concentración especificado) y en condiciones de accidente.
- g) Las configuraciones transitorias de los materiales fisibles durante las transferencias.

6.147. Se prestará especial atención a los aspectos siguientes:

- las interfaces de los sistemas cuando se transfieran materiales fisibles de un lugar a otro, por ejemplo, entre distintos procesos, vasijas de proceso, subinstalaciones o salas;
- las situaciones en que se produzca un cambio en el estado de los materiales fisibles o en el método de control de la criticidad, por ejemplo cambios en las formas y concentraciones físicas y químicas;
- la transferencia de materiales fisibles de equipos con una geometría favorable a equipos cuya geometría no cumpla los criterios de aceptación.

6.148. Si el diseño de la instalación tiene en cuenta el crédito de quemado, su uso se justificará adecuadamente en el análisis de la seguridad con respecto a la criticidad.

## Mitigación

6.149. Los Estados han adoptado diversos enfoques respecto de las medidas de mitigación de los accidentes de criticidad y las evaluaciones de sus consecuencias. Se evaluará la necesidad y conveniencia de adoptar las medidas siguientes:

- a) la instalación de un sistema de detección y de alarma en caso de criticidad, para dar inicio a una evacuación inmediata;
- b) la determinación y el marcado de las vías de evacuación y las zonas de reagrupación adecuadas;
- c) la provisión de equipo de emergencia apropiado;
- d) medidas específicas para proteger al público (véase el párr. 6.150).

6.150. Cuando se diseñe una instalación nueva, se evaluará la eficacia de las medidas protectoras (véase la publicación GSR Part 7 [6]) para proteger al público contra las consecuencias que un accidente de criticidad pueda tener fuera del emplazamiento. Si se determina que las medidas protectoras no pueden ser eficaces debido al carácter repentino de los accidentes de criticidad, se estudiarán medidas preventivas adecuadas (distancia, blindaje y contención), para que las consecuencias fuera del emplazamiento de un accidente de ese tipo no superen los criterios establecidos para la evacuación temporal del público.

6.151. Además de los requisitos enunciados en los párrafos 6.138 a 6.150, se cumplirán los siguientes requisitos específicos para los distintos tipos de instalación.

### Mezcla de polvos de óxidos de uranio y de plutonio

6.152. La seguridad del diseño de una instalación de fabricación de combustible MOX se conseguirá manteniendo uno o varios de los parámetros del sistema que se indican a continuación dentro de los límites subcríticos en los estados operacionales y en los accidentes base de diseño:

- a)  $\text{PuO}_2$  (entrada):
  - i) masa y geometría conforme a la especificación de seguridad para la composición isotópica y la moderación del  $\text{PuO}_2$ ;
  - ii) presencia de absorbentes de neutrones apropiados.
- b)  $\text{UO}_2$  (entrada): masa y geometría conforme a la especificación de seguridad para la composición isotópica y la moderación del  $\text{UO}_2$ .

- c) Polvo de MOX (formado en el proceso de fabricación del combustible): masa, geometría y moderación conforme a la especificación isotópica y el contenido de  $\text{PuO}_2$  en cada etapa del proceso.
- d) Pastillas de MOX (producidas en el proceso de fabricación del combustible): masa, geometría y moderación, teniendo en cuenta el aumento de densidad del material fisible.
- e) Barras y conjuntos de MOX (fabricados): masa y moderación, teniendo en cuenta la geometría de las barras.

### **Mezcla de líquidos de uranio y plutonio**

6.153. Se definirá un diagrama de flujo de referencia, que especificará las composiciones y las tasas de flujo del material de alimentación activo y el material de alimentación reactivo. Se evaluarán los fallos relacionados con flujos o composiciones de reactivos incorrectos que pudieran repercutir en la seguridad con respecto a la criticidad.

### **Mezclas de polvos o líquidos que contienen materiales fisibles**

6.154. Para los laboratorios y, si es necesario, para los desechos sólidos de plutonio, la masa y la geometría seguras (para el almacenamiento) del plutonio se evaluarán con la especificación de la composición isotópica, de conformidad con lo dispuesto en el párrafo 6.152 a) y c).

6.155. La seguridad del diseño de una instalación en que se manipulen mezclas de polvos o líquidos que contengan materiales fisibles se demostrará mediante un análisis específico de la criticidad que tenga en cuenta la composición isotópica del plutonio, el contenido de plutonio y el enriquecimiento del uranio (si el  $^{235}\text{U} > 1\%$ ). En todas las evaluaciones se utilizará la composición máxima autorizada en alguna parte del proceso, a menos que se demuestre la imposibilidad de alcanzar este nivel de composición o contenido de plutonio (y de enriquecimiento de uranio, si es el caso) de conformidad con el principio de la doble contingencia.

6.156. Se definirá una composición de referencia del material fisible (el medio fisible de referencia). La evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad que se realice con una referencia de este tipo representará un caso límite conservador para la composición efectiva del material fisible que se esté manipulando o procesando, por ejemplo sobre la base de la composición isotópica del uranio o el plutonio, el moderador, el contenido total de plutonio, y la masa y el volumen del material fisible.

### **Requisito 39: Diseño de las disposiciones para la eliminación del calor**

**Se establecerán sistemas de refrigeración y los sistemas de apoyo necesarios para eliminar el calor generado por el decaimiento radiactivo y las reacciones químicas. La capacidad, disponibilidad y fiabilidad de los sistemas de refrigeración y de sus sistemas de apoyo se analizarán y justificarán en el análisis de seguridad.**

6.157. Se diseñarán y establecerán sistemas de refrigeración para prevenir un sobrecalentamiento que pueda dar lugar a la ebullición o la pérdida de confinamiento y a la consiguiente emisión y dispersión de cantidades significativas de materiales radiactivos a partir de los sistemas de actividad alta utilizados para el procesamiento y almacenamiento de combustible gastado, plutonio y otros materiales muy radiactivos.

6.158. Cuando la evaluación de la seguridad indique que la pérdida del sumidero de calor primario puede tener consecuencias generalizadas, se añadirán sumideros de calor alternativos (véanse el párr. 6.3 y el requisito 23).

6.159. La pérdida del suministro de energía eléctrica y de los servicios de aire comprimido se trata en los requisitos 49 y 50.

### **REQUISITOS DE DISEÑO PARA LA PROTECCIÓN CONTRA PELIGROS NO RADIOLÓGICOS**

#### **Requisito 40: Medidas de diseño para prevenir y controlar las reacciones peligrosas entre los materiales**

**El diseño incluirá características para controlar los materiales y mezclas reactivos, inflamables, corrosivos y pirofóricos que se utilicen o produzcan en el procesamiento de materiales radiactivos.**

6.160. En el análisis de seguridad se tendrán en cuenta las características químicas de todo material reactivo, pirofórico, inflamable o altamente corrosivo que se utilice o produzca en el procesamiento de materiales nucleares. Son ejemplos de esos materiales el hidrógeno, el ácido fluorhídrico y el aceite rojo, que pueden utilizarse o producirse en procesos como la disolución, la extracción y la fabricación de combustible. Esos materiales pueden haberse introducido deliberadamente, o generado como subproductos de otros procesos, por ejemplo, de la radiolisis.

6.161. Cuando haya materiales peligrosos presentes, se establecerán sistemas y controles para:

- a) limitar (en concentración o en volumen) el almacenamiento de materiales peligrosos en las zonas donde se manipulen materiales radiactivos;
- b) mantener las concentraciones de las mezclas de gases por debajo de los niveles de inflamabilidad;
- c) impedir que los disolventes y los productos de su degradación experimenten una descomposición química rápida y reacciones altamente exotérmicas en los equipos que se sometan a calentamiento;
- d) evitar la posibilidad de reacciones exotérmicas rápidas y de ignición en procesos posteriores, como el tratamiento de desechos, e impedir la exposición al aire del material pirofórico.

#### **Requisito 41: Medidas de diseño para prevenir y controlar incendios y para prevenir explosiones**

**El diseño y la disposición física de la instalación ayudarán a prevenir y controlar los incendios y a prevenir las explosiones que puedan tener consecuencias radiológicas, y a reducir al mínimo sus efectos.**

6.162. En la medida en que sea compatible con los demás requisitos de seguridad, los elementos importantes para la seguridad se diseñarán y dispondrán de manera que se reduzcan al mínimo posible los efectos de incendios o explosiones que, directa o indirectamente, puedan tener consecuencias radiológicas. Las condiciones que deban reunir las barreras contra incendios y los medios de protección pasiva y de separación física contra incendios y explosiones se basarán en un análisis documentado del peligro de incendio y en un análisis del peligro de explosión en la instalación del ciclo del combustible nuclear <sup>37</sup>. El diseño contendrá disposiciones para:

- a) prevenir incendios y explosiones;
- b) detectar y extinguir rápidamente los incendios que se declaren, limitando así los daños que provoquen;
- c) impedir la propagación de los incendios que no se puedan extinguir y prevenir las explosiones provocadas por incendios, con el fin de reducir al mínimo sus efectos en la seguridad de la instalación.

---

<sup>37</sup> Véanse también los requisitos 22 y 23.

6.163. Los incendios y explosiones internos no comprometerán los grupos de seguridad redundantes. Los sistemas de extinción de incendios se activarán automáticamente cuando sea necesario.

6.164. Los sistemas de extinción de incendios estarán diseñados y ubicados de tal modo que su utilización o ruptura, o su activación espuria o involuntaria, no provoquen un accidente (véase el requisito 22).

6.165. Siempre que sea posible se utilizarán en todas las partes de la instalación del ciclo del combustible nuclear materiales no combustibles o ignífugos y resistentes al calor, especialmente donde se lleven a cabo funciones de seguridad, como las salas de aparellaje eléctrico y la sala de control. Los gases y líquidos inflamables, productos químicos reactivos, reactivos de oxidación y materiales combustibles que puedan producir o contribuir a producir mezclas explosivas se limitarán a las cantidades mínimas indispensables y se almacenarán en instalaciones adecuadas que permitan la segregación de las sustancias reactivas. El uso de sustancias orgánicas (como aceite lubricante) se limitará cuando puedan entrar en contacto con circuitos eléctricos o materiales reactivos (como el UF<sub>6</sub>).

6.166. Ni un incendio ni una explosión impedirán que se cumplan las funciones principales de seguridad o que se pueda monitorizar el estado de la instalación. Estas funciones se mantendrán mediante la adecuada incorporación de estructuras, sistemas y componentes redundantes, sistemas diversos y un diseño de la explotación que prevea el fallo sin riesgo.

6.167. El diseño de sistemas de inertización para la prevención de incendios garantizará la requerida disponibilidad, sostenibilidad y fiabilidad de estas funciones.

#### **Requisito 42: Diseño para la protección contra productos químicos tóxicos**

**El diseño dispondrá lo necesario para que el personal, el público y el medio ambiente estén protegidos contra la exposición a los productos químicos tóxicos relacionados con los materiales radiactivos.**

6.168. El diseño tendrá en cuenta las publicaciones elaboradas por el OIEA junto con otras organizaciones internacionales para el control de los productos químicos tóxicos (véanse las referencias [17, 18]). A fin de evitar los efectos para la salud que pueda generar la exposición a productos químicos tóxicos relacionados con los materiales radiactivos, el diseño aplicará la jerarquía de medidas de prevención, control y mitigación como sigue:

- a) la reducción al mínimo de los inventarios de productos químicos tóxicos;
- b) el transporte, almacenamiento y uso seguros de los materiales de proceso peligrosos;
- c) la configuración y el control seguros de los cambios verosímiles que puedan provocar la emisión de materiales tóxicos;
- d) la ventilación local adecuada y la ventilación adecuada de toda la instalación;
- e) la capacidad de detección y alarma para las emisiones de productos químicos o tóxicos;
- f) la compatibilidad química de los materiales que puedan entrar en contacto entre sí;
- g) el equipo de protección personal contra la exposición a compuestos químicos o materiales tóxicos.

## SISTEMAS DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL

### **Requisito 43: Diseño de sistemas de instrumentación y control**

**Se incorporarán sistemas de instrumentación y control a fin de monitorizar y controlar todos los parámetros de proceso que sean necesarios para la explotación segura en todos los estados operacionales. La instrumentación permitirá poner el sistema en un estado seguro y monitorizar las condiciones de accidente. La fiabilidad, redundancia y diversidad de los sistemas de instrumentación y control serán proporcionadas a su clasificación con respecto a la seguridad.**

6.169. La instalación estará dotada de controles manuales y automáticos, según corresponda, para mantener los parámetros dentro de los límites y condiciones operacionales de la instalación (véanse los requisitos 9 y 18). Cuando pueda ser necesaria una intervención manual urgente para responder a un suceso, el análisis de seguridad demostrará que habrá tiempo suficiente para el diagnóstico y la respuesta. Los sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad estarán diseñados de modo que resistan los sucesos contemplados en la base de diseño y las condiciones adicionales de diseño, de conformidad con su respectiva categoría de seguridad.

6.170. La instalación estará dotada de los indicadores y la instrumentación de registro necesarios y suficientes para proporcionar a los operadores un adecuado nivel de conocimiento de las condiciones reales mediante la monitorización de los parámetros de seguridad importantes en todos los estados de la instalación.

El diseño permitirá el control de la instalación durante los sucesos y accidentes, con objeto de restablecer el funcionamiento dentro de los límites operacionales normales o de poner la instalación en un estado de parada segura. Habrá una separación física adecuada entre las instalaciones peligrosas y los sistemas de instrumentación y control previstos para el control de emergencias (véanse los requisitos 47 y 48).

6.171. Se establecerán medios adecuados para medir los parámetros de los procesos de importancia para la seguridad de la instalación, con los dos fines siguientes:

- en los estados operacionales, velar por que todos los procesos se realicen dentro de los límites y condiciones operacionales, y obtener una indicación de las desviaciones importantes en los procesos;
- detectar y gestionar las condiciones de accidente, como la criticidad o los efectos adversos causados por peligros externos como un terremoto o una inundación (p. ej., un incendio, una emisión de materiales peligrosos o la pérdida de los sistemas de apoyo).

### **Sistemas de instrumentación y control para el control de la criticidad**

6.172. Los sistemas de instrumentación y control utilizados para garantizar la subcriticidad serán de alta calidad y se calibrarán con respecto a patrones de referencia conocidos. Los cambios en los códigos y datos informáticos se controlarán con un alto nivel de rigor mediante el sistema de gestión.

6.173. Los detectores de radiación (detectores gamma y/o de neutrones), con alarmas sonoras y, en caso necesario, visibles para iniciar la evacuación inmediata de la zona afectada, cubrirán todas las zonas en que haya cantidades significativas de materiales fisibles, a menos que el análisis de seguridad demuestre que ningún conjunto de circunstancias razonablemente previsible pueda desencadenar un accidente de criticidad, o que no es verosímil que el personal pueda recibir dosis de radiación elevadas si se alcanza la criticidad.

### **Sistemas de instrumentación y control para las celdas calientes, las cajas de guantes y las campanas**

6.174. Las celdas calientes, las cajas de guantes y las campanas estarán equipadas con sistemas de instrumentación y control para velar por que se cumplan los requisitos de confinamiento estático y dinámico.



## Peligros químicos

6.175. En las instalaciones en que se manipule y procese UF<sub>6</sub>:

- Antes de calentar un cilindro de UF<sub>6</sub>, se verificará su masa mediante una báscula, que se considerará un elemento importante para la seguridad. Durante el calentamiento, la temperatura del cilindro se controlará por medio de dos sistemas independientes.
- Habrá dos (o más) barreras de contención en torno al UF<sub>6</sub> en estado líquido.
- En caso de sobrellenado del cilindro, el exceso de UF<sub>6</sub> se transferirá únicamente por sublimación.

6.176. En las zonas que tengan un peligro químico significativo (por ejemplo, debido al UF<sub>6</sub> o al HF) y una ocupación humana limitada, se instalarán detectores, a menos que pueda demostrarse que la probabilidad de una emisión de productos químicos es sumamente baja.

6.177. En las instalaciones de enriquecimiento por difusión, se emplearán detectores de concentración de contaminantes en línea para evitar reacciones químicas incontroladas entre el UF<sub>6</sub> y las posibles impurezas.

### **Requisito 44: Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control**

**Todos los elementos importantes para la seguridad que se basen en la instrumentación y el control se diseñarán y dispondrán de modo que sus funciones de seguridad puedan someterse a las inspecciones y los ensayos adecuados, y que pueda realizarse el mantenimiento de los sistemas importantes para la seguridad.**

6.178. Todos los elementos importantes para la seguridad que se basen en la instrumentación y el control se diseñarán y dispondrán de modo que sus funciones de seguridad puedan someterse a las inspecciones y pruebas adecuadas, y al mantenimiento que proceda, antes de la puesta en servicio, y posteriormente a intervalos apropiados y regulares con arreglo a su importancia para la seguridad. Si no es posible que un componente quede al alcance para efectuar las pruebas adecuadas, el análisis de seguridad tendrá en cuenta la posibilidad de fallos no detectados de ese equipo (véase también el requisito 26).

#### **Requisito 45: Diseño y desarrollo del equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad**

**Si un sistema depende de un equipo informático, se establecerán normas y prácticas apropiadas para el desarrollo y el ensayo del *hardware* y el *software*, que se aplicarán durante toda la vida en servicio del sistema, y en particular durante el ciclo de desarrollo del *software*. Todo el ciclo de desarrollo estará sometido a un sistema de gestión de calidad.**

6.179. La fiabilidad de los sistemas de *hardware* y *software* será proporcionada a la categoría de seguridad en que estén clasificados. La fiabilidad de estos sistemas se logrará de la siguiente manera:

- a) Se utilizarán equipo y programas de alta calidad, y las mejores prácticas al respecto, conforme a la importancia que el sistema tenga para la seguridad.
- b) Todo el proceso de desarrollo, con inclusión del control, el ensayo y la puesta en servicio de los cambios en el diseño, se documentará sistemáticamente y podrá ser examinado.
- c) Los programas informáticos que se desarrollen específicamente para elementos importantes para la seguridad se ensayarán en una plataforma que sea lo más realista posible, antes de la puesta en servicio activa [13].
- d) Los sistemas estarán protegidos contra perturbaciones o interferencias en su funcionamiento, entre otras cosas mediante su aislamiento de los sistemas de datos que ocupen una categoría inferior en la clasificación de la seguridad.

#### **Requisito 46: Diseño de las salas y los paneles de control**

**Cuando se necesiten salas y/o paneles de control por motivos de seguridad, incluida la respuesta a emergencias, el diseño garantizará que su accesibilidad y habitabilidad cumplan los requisitos dimanantes de la evaluación de la seguridad.**

6.180. Se adoptarán medidas adecuadas y se ofrecerá información apropiada para proteger a los ocupantes de las salas de control contra peligros tales como los altos niveles de radiación que pueden producirse en condiciones de accidente, las emisiones de materiales radiactivos, los incendios, o los gases explosivos o tóxicos. Se establecerán medios de comunicación adecuados entre los lugares de control y el centro de respuesta a emergencias.

## SISTEMAS DE EMERGENCIA

### **Requisito 47: Diseño para la preparación y respuesta en casos de emergencia**

**El diseño de una instalación del ciclo del combustible nuclear incluirá disposiciones adecuadas para permitir la respuesta rápida ante una emergencia. Esas disposiciones comprenderán alarmas, salidas de emergencia y medios para la monitorización, la comunicación y el recuento del personal.**

6.181. Se considerará la posibilidad de incorporar características de diseño específicas con el fin de facilitar la preparación y respuesta para casos de emergencia, en función de los posibles peligros a los que esté expuesta la instalación. Los requisitos aplicables a esas características de diseño se basarán en la categoría de preparación para emergencias que corresponda a la instalación [6] y estarán respaldados por análisis de las condiciones adicionales de diseño. Las medidas aceptables para facilitar la preparación y respuesta en casos de emergencia se establecerán, cuando sea posible, utilizando hipótesis, métodos y criterios de análisis realistas o basados en las mejores estimaciones.

6.182. La instalación contará con un almacenamiento adecuado para el equipo de emergencia (como el equipo de protección personal), instrumentación (incluidos instrumentos portátiles) para la vigilancia de los peligros y un número suficiente de salidas de emergencia, señaladas de modo claro y duradero y dotadas de una iluminación de emergencia fiable, de ventilación y de los otros servicios esenciales para su uso seguro. Las salidas de emergencia cumplirán los requisitos internacionales aplicables a la zonificación radiológica y la protección contra incendios, así como los requisitos nacionales de seguridad industrial pertinentes.

6.183. Se preverán sistemas de alarma y medios de comunicación adecuados para que todas las personas presentes en la instalación y en el emplazamiento puedan recibir advertencias e instrucciones en todos los estados de la instalación. La disponibilidad de los medios de comunicación necesarios para la seguridad dentro de la instalación estará garantizada en todo momento. Habrá medios de comunicación en la sala de control y también en el centro de respuesta a emergencias desde el cual se coordinen las actividades en caso de emergencia. Este requisito se tendrá en cuenta en el diseño y al seleccionar los medios de comunicación que se utilizarán.

## **Requisito 48: Establecimiento de un centro de respuesta a emergencias**

**Una evaluación de la seguridad indicará si es necesario establecer un centro de respuesta a emergencias, dentro o cerca del emplazamiento, para poder coordinar la respuesta en caso de emergencia en el emplazamiento.**

6.184. En los emplazamientos grandes que contengan varias instalaciones, se considerará la posibilidad de establecer un centro de respuesta a emergencias con la resiliencia apropiada, que pueda seguir cumpliendo sus funciones en las condiciones adicionales de diseño. Se demostrará que el centro de respuesta a emergencias mantendrá su habitabilidad y accesibilidad durante los accidentes base de diseño y en las condiciones adicionales de diseño, o se determinará un centro de emergencia alternativo. El centro de respuesta a emergencias estará separado de los lugares de control utilizados para las operaciones normales, y recibirá información sobre los parámetros importantes de la instalación y sobre las condiciones radiológicas y químicas del emplazamiento.

6.185. El centro de respuesta a emergencias dispondrá de medios para comunicar con las organizaciones de respuesta a emergencias internas y externas, y con los lugares apropiados del emplazamiento.

6.186. Se adoptarán las medidas adecuadas para proteger a los ocupantes del centro de respuesta a emergencias contra los peligros que se deriven de las condiciones de accidente. Cuando sea necesario, el centro de respuesta a emergencias ofrecerá los sistemas y servicios que se precisen para que el personal de respuesta a emergencias pueda ocuparlo y trabajar en él por periodos prolongados.

## **Requisito 49: Provisión de un suministro de energía eléctrica de emergencia**

**En la evaluación de la seguridad se determinarán los sistemas de suministro de energía eléctrica de los que dependen las funciones de seguridad. El diseño de estos sistemas garantizará la disponibilidad, sostenibilidad y fiabilidad requeridas, y preverá un suministro de energía eléctrica de emergencia cuando sea necesario.**

6.187. El diseño de la instalación incluirá una fuente de energía eléctrica de emergencia que pueda suministrar la corriente necesaria en los incidentes operacionales previstos, los accidentes base de diseño y las condiciones adicionales de diseño contempladas, en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior.

6.188. El diseño también comprenderá elementos que permitan el uso seguro de equipo no permanente para restablecer el suministro de energía eléctrica necesario.

6.189. En las instalaciones con un alto nivel de peligro potencial (por ejemplo, las instalaciones donde se procese, manipule y almacene combustible nuclear gastado), se establecerán sistemas de suministro de energía eléctrica de emergencia para los elementos que se consideren importantes para la seguridad. En el análisis de seguridad se examinarán la fiabilidad y diversidad de esos sistemas de emergencia. El restablecimiento del suministro de electricidad se organizará y priorizará de modo que se lleve a cabo de manera adecuada y oportuna cuando falle el suministro de energía eléctrica normal.

## OTRAS CONSIDERACIONES DEL DISEÑO

### **Requisito 50: Provisión de sistemas de aire comprimido**

**El análisis de seguridad indicará los sistemas de aire comprimido que sean necesarios para las funciones de seguridad, y se preverán las características de diseño apropiadas.**

6.190. El diseño de los sistemas de aire comprimido que sean necesarios para el funcionamiento de los elementos importantes para la seguridad (como el accionamiento de las válvulas) especificará la calidad, la presión y el caudal del aire que se deba suministrar. Además, el diseño de los sistemas de aire comprimido garantizará la fiabilidad requerida. Se considerará la posibilidad de establecer depósitos de aire comprimido auxiliares para los elementos importantes para la seguridad.

6.191. En caso necesario, los instrumentos de los sistemas de aire comprimido darán una indicación del estado del sistema<sup>38</sup> en un lugar visible en todos los estados de la instalación.

### **Requisito 51: Diseño para la manipulación y el almacenamiento de materiales fisibles y otros materiales radiactivos**

**El diseño de una instalación del ciclo del combustible nuclear incluirá disposiciones para la manipulación y el almacenamiento seguros de los materiales fisibles y otros materiales radiactivos.**

---

<sup>38</sup> Es decir, si el sistema de aire comprimido está abierto o cerrado.

6.192. En el análisis de seguridad se tendrán en cuenta los accidentes que puedan ocurrir durante la manipulación y el almacenamiento de materiales fisibles y otros materiales radiactivos, y se determinará su gravedad, con arreglo a un enfoque graduado.

6.193. Los sistemas de manipulación y almacenamiento de materiales fisibles y otros materiales radiactivos se diseñarán de modo que:

- a) se evite la criticidad con un margen especificado, por medios físicos, de preferencia mediante el uso de configuraciones geométricas seguras, incluso en condiciones de moderación óptima;
- b) sea posible realizar inspecciones de los materiales fisibles y otros materiales radiactivos;
- c) sea posible realizar actividades de mantenimiento, inspección periódica y ensayo de los componentes importantes para la seguridad;
- d) se prevenga el deterioro de los materiales fisibles y otros materiales radiactivos;
- e) se prevenga la caída de materiales fisibles y otros materiales radiactivos en tránsito;
- f) sea posible la identificación de cada bulto de materiales fisibles y otros materiales radiactivos;
- g) puedan aplicarse procedimientos operacionales adecuados y un sistema de contabilidad y control de los materiales fisibles y otros materiales radiactivos para prevenir toda pérdida de materiales o de su control.

6.194. Siempre que sea posible, los movimientos de materiales fisibles y otros materiales radiactivos (su izado) se realizarán de un modo intrínsecamente seguro, por ejemplo, a baja altura y evitando el equipo delicado. Los sistemas de manipulación se diseñarán de manera que se reduzcan la frecuencia y las consecuencias de los accidentes que puedan ocurrir durante el movimiento de los materiales fisibles y otros materiales radiactivos, de conformidad con el análisis de seguridad.

6.195. Además, los sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible irradiado se diseñarán de modo que:

- a) sea posible la adecuada eliminación del calor del combustible en todos los estados de la instalación;
- b) se evite la aplicación de tensiones inadmisibles en los elementos o conjuntos combustibles durante su manipulación;

- c) se evite la caída sobre el combustible de objetos pesados, como cofres de combustible gastado o grúas, que puedan dañarlo;
- d) sea posible el mantenimiento en condiciones de seguridad de los elementos o conjuntos combustibles sospechosos o dañados;
- e) se controlen los niveles de absorbente soluble, si este se utiliza para mantener la seguridad con respecto a la criticidad;
- f) se faciliten el mantenimiento y la futura clausura de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de combustible;
- g) se facilite la descontaminación de las zonas y el equipo de manipulación y almacenamiento de combustible cuando sea necesario;
- h) se facilite la retirada del combustible del almacenamiento y su preparación para el transporte dentro o fuera del emplazamiento.

6.196. Cuando se utilice una piscina para el almacenamiento de combustible gastado o de elementos fértiles, el diseño de la instalación evitará, en todos los estados operacionales, que los conjuntos queden al descubierto, de modo que se elimine prácticamente la posibilidad de una emisión radiactiva temprana o grande y se evite la formación de campos de alta radiación en el emplazamiento. El diseño de la instalación proporcionará:

- a) las capacidades de refrigeración necesarias para los materiales que experimentan calentamiento espontáneo;
- b) las características necesarias para evitar que los conjuntos combustibles queden al descubierto en caso de fuga o de rotura de una tubería;
- c) una monitorización fiable del nivel del agua;
- d) medios para restablecer el nivel del agua.

6.197. El diseño de las piscinas también comprenderá elementos que permitan el uso seguro de equipo no permanente<sup>39</sup> a fin de suministrar agua para la refrigeración a largo plazo del combustible gastado y para el blindaje contra la radiación.

6.198. El diseño incluirá lo siguiente:

- a) medios para monitorizar y controlar la temperatura del refrigerante en todos los estados de la instalación que puedan afectar a los materiales que experimentan calentamiento espontáneo;
- b) medios para monitorizar y controlar la actividad en el agua y en el aire en los estados operacionales, y medios para monitorizar la actividad en el

---

<sup>39</sup> Incluido el equipo no permanente que se conserve fuera del emplazamiento.

agua y en el aire en las condiciones de accidente que puedan afectar a una piscina de combustible gastado;

- c) medios para monitorizar y controlar las propiedades químicas del refrigerante en los estados operacionales.

### **Requisito 52: Diseño para la monitorización y el análisis de la química de los procesos**

**El diseño incorporará elementos que permitan determinar, mediante el análisis o la monitorización, las características químicas y radioquímicas de diversos materiales, según sea necesario para la seguridad.**

6.199. El diseño preverá elementos que permitan comprobar que las condiciones químicas de todos los procesos se mantengan dentro de los límites y condiciones operacionales. El diseño garantizará que las muestras tomadas sean representativas, y dará preferencia a las técnicas que optimicen la protección radiológica, reduzcan al mínimo la generación de desechos y proporcionen resultados oportunos. El equipo de toma de muestras se diseñará aplicando los principios ergonómicos.

## **7. CONSTRUCCIÓN**

### **Requisito 53: Programa de construcción**

**Los elementos importantes para la seguridad se construirán, ensamblarán, instalarán y montarán de acuerdo con procesos establecidos que garanticen el cumplimiento de las especificaciones y el objetivo del diseño. Las consecuencias para la seguridad que puedan tener los cambios en el diseño efectuados durante la construcción se evaluarán y se documentarán.**

7.1. La construcción de una instalación del ciclo del combustible nuclear no dará comienzo hasta que la entidad explotadora se haya cerciorado de que las principales cuestiones de seguridad del diseño están resueltas, y haya demostrado que este se ajusta a los requisitos reglamentarios pertinentes. La responsabilidad de velar por que la construcción corresponda al diseño recae en la entidad explotadora.



7.2. En el caso de las instalaciones grandes o complejas, la autorización del órgano regulador puede concederse en varias etapas. En cada una de ellas puede llegar un momento en que el proceso se detenga y sea necesaria la aprobación del órgano regulador para pasar a la siguiente etapa. La intervención del órgano regulador durante la construcción será proporcionada a los peligros que pueda entrañar la instalación.

7.3. Antes de que comience la construcción, la entidad explotadora concertará los arreglos pertinentes con el contratista o los contratistas seleccionados en lo que concierne a la responsabilidad por la seguridad durante la construcción y a la determinación y el control de cualquier consecuencia negativa que las actividades de construcción puedan tener en las operaciones de la instalación, y viceversa.

7.4. Se llevarán registros, de conformidad con el sistema de gestión, para demostrar que la instalación y su equipo se han construido de conformidad con las especificaciones del diseño. La entidad explotadora tomará muestras de los registros de garantía de calidad de las actividades de construcción y las controlará, aplicando un enfoque graduado.

7.5. La construcción de una instalación del ciclo del combustible nuclear grande o compleja puede prolongarse por varios años, y el personal encargado de la obra, incluidos los ingenieros y arquitectos, puede marcharse a otro trabajo y ser sustituido. Los conocimientos y la experiencia relativos a la construcción se mantendrán durante todo el período de la obra y, según sea necesario, durante las etapas de la puesta en servicio y la explotación.

7.6. Una vez construida la instalación, la entidad explotadora examinará los documentos conforme a obra para confirmar que se ha respetado el objetivo del diseño y que se cumplirán las funciones de seguridad especificadas<sup>40</sup>. Los documentos conforme a obra (con inclusión de la información importante para la clausura y los planos de ingeniería) se conservarán hasta que la instalación se haya clausurado y el emplazamiento se haya liberado para su uso irrestricto.

---

<sup>40</sup> Aunque la puesta en servicio es el principal medio de asegurarse de que la instalación cumple el objetivo del diseño, varios Estados utilizan mucho también las pruebas documentales, por ejemplo el examen de los documentos conforme a obra y de otra documentación sobre la garantía de la calidad, como los registros de las pruebas de comprobación de las soldaduras realizadas mediante rayos X u otros métodos de ensayo no destructivo, a fin de demostrar, en particular, que se ha establecido el primer nivel de defensa en profundidad, en la medida de lo posible.

7.7. Cuando sea necesario, la entidad explotadora solicitará la aprobación del órgano regulador para pasar a la etapa de la puesta en servicio.

## **8. PUESTA EN SERVICIO**

### **Requisito 54: Programa de puesta en servicio**

**La entidad explotadora velará por que se establezca y ejecute un programa de puesta en servicio de la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

8.1. Se elaborará un programa de puesta en servicio adecuado para el ensayo de los componentes y sistemas de la instalación del ciclo del combustible nuclear después de su construcción o modificación, con miras a demostrar que cumplen el objetivo del diseño y los criterios de comportamiento. El programa se someterá al examen y la evaluación del órgano regulador antes de su ejecución.

8.2. El programa de puesta en servicio abarcará toda la gama de condiciones de la instalación consideradas en el diseño. El programa establecerá la organización de la puesta en servicio y las responsabilidades correspondientes, sus etapas, las pruebas a las que deberán someterse los elementos en función de su importancia para la seguridad, el calendario de esas pruebas, los procedimientos e informes de la puesta en servicio, los métodos de examen y verificación, el tratamiento de las deficiencias y desviaciones y los requisitos de documentación.

8.3. Los requisitos aplicables al programa de puesta en servicio que se establecen en la presente sección se aplicarán también a la reanudación del funcionamiento de instalaciones ya existentes (o de los procesos de una instalación) tras un período prolongado de parada, según aconseje el comité de seguridad.

### **Organización de la puesta en servicio y asignación de las responsabilidades correspondientes**

8.4. 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, la entidad explotadora cooperará con los suministradores y los constructores a fin de entender a fondo las características de la instalación.

8.5. La entidad explotadora velará por que los contactos y las líneas de comunicación entre los distintos grupos (es decir, los encargados del diseño, la construcción, la puesta en servicio y las operaciones, así como los suministradores y los contratistas) estén claramente especificados y controlados.

8.6. Las atribuciones y responsabilidades se especificarán con claridad y se delegarán en las personas y grupos que realicen las actividades de puesta en servicio. Corresponderá a la entidad explotadora velar por que las actividades de construcción sean de calidad adecuada, y por que los datos sobre la conclusión de las actividades de puesta en servicio se recopilen y conserven, junto con amplios datos de referencia, documentos e información, para su uso durante toda la vida de la instalación. La entidad explotadora tendrá también la responsabilidad de velar por que el equipo que se suministre se haya fabricado de acuerdo con un sistema de gestión que comprenda inspecciones para comprobar la idoneidad de la fabricación, la limpieza y la calibración y verificar la operabilidad.

8.7. Durante su construcción y puesta en servicio, la instalación se vigilará, preservará y mantendrá de forma que se proteja el equipo de la instalación, se apoye la etapa de los ensayos y se mantenga la conformidad con el informe de análisis de la seguridad.

8.8. Durante la construcción y puesta en servicio se realizará una comparación entre la instalación tal como se ha construido y sus parámetros de diseño. Se establecerá un proceso integral para abordar las discrepancias en el diseño, la fabricación, la construcción y la explotación, y las resoluciones que se adopten para corregir las diferencias respecto del diseño inicial y las discrepancias se documentarán.

8.9. En las fases apropiadas de la puesta en servicio, y con arreglo a un enfoque graduado, se llevarán a cabo las actividades siguientes, que podrán variar en función del tipo de instalación:

- a) confirmación del comportamiento de los sistemas de blindaje y contención, comprendida la confirmación de la calidad de las soldaduras de la contención estática, cuando proceda;
- b) confirmación de la eficacia de los controles de efluentes;
- c) confirmación, cuando sea posible, del comportamiento de las medidas de control de la criticidad;
- d) demostración de la disponibilidad de los sistemas de detección y alarma para la criticidad;
- e) demostración del comportamiento de los sistemas de parada de emergencia;

- f) demostración de los sistemas de detección y control de incendios;
- g) demostración de la disponibilidad del suministro de energía eléctrica de emergencia;
- h) demostración de la disponibilidad de otros sistemas de apoyo, por ejemplo del suministro de aire comprimido y de la refrigeración.

8.10. Durante la puesta en servicio se confirmarán los límites y condiciones operacionales y los valores de los parámetros importantes, así como las variaciones aceptables de los valores causadas por los transitorios de la instalación y otras perturbaciones pequeñas. Los márgenes requeridos para tener en cuenta la imprecisión de las mediciones o los tiempos de respuesta del equipo se determinarán y se incorporarán en los ajustes del control, las alarmas y los disparos y en los límites y condiciones operacionales, según sea necesario.

8.11. Los resultados y los 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 los examinen y aprueben según corresponda. El órgano regulador y la entidad explotadora se mantendrán en contacto durante todo el proceso de la puesta en servicio, de conformidad con los procedimientos establecidos.

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

8.12. Los ensayos de la puesta en servicio se organizarán en grupos funcionales y según una secuencia lógica y, en la medida en que sea razonablemente factible, abarcarán todos los aspectos operacionales planificados. No se iniciará ninguna secuencia de ensayos sin que hayan concluido satisfactoriamente las etapas anteriores requeridas. Se especificará el punto en que la evaluación de la seguridad de las modificaciones se traspasará de un proceso de la etapa de diseño a un proceso de la etapa de explotación, a fin de que se realice la debida transferencia de las responsabilidades.

8.13. Cuando no sea posible el ensayo directo de las funciones de seguridad, se aplicarán métodos alternativos para demostrar adecuadamente su comportamiento, a condición de que se cuente con la aprobación prescrita en los requisitos nacionales. Esto se aplica en particular a las instalaciones de reprocesamiento del combustible nuclear.

## **Puesta en servicio no activa**

8.14. La puesta en servicio no activa (o ‘en frío’) comprende todas las actividades de puesta en servicio e inspección que se realizan, con o sin el uso de materiales no activos, antes de introducir material radiactivo en la instalación. Como mínimo, la puesta en servicio no activa comprenderá las actividades siguientes<sup>41</sup>:

- verificación de las funciones de seguridad que no puedan verificarse durante la construcción o la puesta en servicio activa o que sea necesario confirmar antes de pasar a la etapa de la puesta en servicio activa;
- confirmación del comportamiento de los sistemas de blindaje y contención, con inclusión de la calidad de las soldaduras de la contención estática y el comportamiento de las funciones de ventilación, cuando proceda;
- confirmación del comportamiento de los dispositivos antisifón, cuando proceda;
- demostración del comportamiento de los sistemas de parada de emergencia;
- capacitación, simulacros y ejercicios para la preparación y respuesta ante una emergencia [6].

8.15. En el caso de las instalaciones autorizadas a manipular materiales fisibles, se llevarán a cabo las actividades siguientes:

- demostración de la disponibilidad de los sistemas de detección y alarma para la criticidad;
- capacitación, simulacros y ejercicios para la preparación y respuesta ante una emergencia de criticidad.

## **Puesta en servicio activa**

8.16. La puesta en servicio activa (o ‘en caliente’) se inicia con la introducción del material radiactivo. Se instaurarán medidas adecuadas para realizar los cambios en el personal y el equipo, la contención, la seguridad con respecto a la criticidad y las disposiciones relativas a la protección y los controles radiológicos que suelen ser necesarios para la puesta en servicio activa.

---

<sup>41</sup> Los ensayos efectuados durante la etapa de construcción pueden incluirse también en la puesta en servicio no activa, de conformidad con los reglamentos nacionales. En el caso de algunas instalaciones, puede añadirse una etapa de puesta en servicio ‘con cantidades traza’ o ‘semiactiva’.

8.17. En la puesta en servicio activa (y durante los primeros años de explotación de la instalación, en la medida en que sea viable), se llevarán a cabo las actividades siguientes:

- confirmación del comportamiento de los controles de seguridad con respecto a la criticidad;
- verificación de los elementos que no puedan verificarse en la puesta en servicio no activa, o que puedan verificarse más eficazmente en la puesta en servicio activa que en la no activa;
- verificación de que las dosis reales externas e internas que reciben los trabajadores están en consonancia con las hipótesis formuladas y los cálculos efectuados durante el diseño, cuando sea posible;
- verificación de que las descargas reales<sup>42</sup> se ajustan a las descargas calculadas, y verificación del comportamiento de los sistemas de reducción y control de las descargas, cuando sea posible.

8.18. Al final de la puesta en servicio activa, estarán operativos todos los elementos importantes para la seguridad y se habrá verificado que se ajustan al diseño y que cumplen los criterios de comportamiento requeridos para las operaciones activas; asimismo, se habrán confirmado todas las hipótesis operacionales utilizadas en el análisis de seguridad. Toda excepción se justificará en la documentación para la concesión de la licencia de explotación.

### **Procedimientos e informes de la puesta en servicio**

8.19. Los procedimientos para cada etapa de la puesta en servicio se prepararán, examinarán y someterán a aprobación antes de que comiencen los ensayos de esa etapa. Las actividades de puesta en servicio se llevarán a cabo de conformidad con los procedimientos aprobados. De ser necesario, los procedimientos incluirán puntos de espera para la notificación e intervención del comité de seguridad, de órganos externos, de los fabricantes y del órgano regulador.

8.20. El programa de puesta en servicio incluirá disposiciones y procedimientos para la realización de auditorías, exámenes y verificaciones con el fin comprobar que el programa se ha llevado a cabo según lo previsto y que se han alcanzado plenamente sus objetivos. También incluirá disposiciones para resolver cualquier desviación o deficiencia que se descubra durante los ensayos de la puesta en servicio.

---

<sup>42</sup> Incluidas las descargas de productos de fisión volátiles.

8.21. Se elaborarán informes sobre el alcance, la secuencia y los resultados previstos de los ensayos de la puesta en servicio, con el nivel de detalle apropiado y de conformidad con los requisitos del sistema de gestión. Estos informes abarcarán lo siguiente:

- a) la finalidad de los ensayos y los criterios de aceptación;
- b) las precauciones, los requisitos y las disposiciones que se consideren necesarios para la seguridad durante los ensayos;
- c) los procedimientos de ensayo;
- d) los informes de los ensayos, que incluirán un resumen de los datos obtenidos y su análisis, una evaluación de los resultados, la indicación de las deficiencias, si las hubo, y la aplicación de todas las medidas correctivas necesarias.

8.22. Los resultados de todos los ensayos de la puesta en servicio, ya sea que los haya ejecutado un miembro de la entidad explotadora o un suministrador, se pondrán a disposición de la entidad explotadora y se conservarán durante toda la vida de la instalación.

8.23. En el informe sobre la puesta en servicio, que se elaborará a la conclusión de esta, se indicarán las actualizaciones requeridas en la documentación para la concesión de la licencia y cualquier cambio que se haya efectuado en las medidas de seguridad o en las prácticas de trabajo como resultado de la puesta en servicio.

8.24. Además de los requisitos enunciados en los párrafos 8.1 a 8.23, se cumplirán los siguientes requisitos específicos para los distintos tipos de instalación.

### **Instalaciones de reprocesamiento**

8.25. En el caso de las instalaciones de reprocesamiento, se realizarán, como mínimo, las siguientes actividades durante la puesta en servicio no activa y activa:

- demostración de los controles de alimentación del combustible gastado;
- demostración de la monitorización y el control del yodo.

8.26. Los requisitos para la puesta en servicio enunciados en los párrafos 8.1 a 8.23 se aplicarán a las instalaciones de reprocesamiento en forma íntegra, no graduada.

## **Instalaciones de procesamiento del plutonio e instalaciones de fabricación de combustible de plutonio**

8.27. En el caso de las instalaciones en que se manipula plutonio (es decir, las instalaciones de reprocesamiento y de fabricación de combustible de plutonio y de combustible MOX), la puesta en servicio con plutonio (o activa) requiere cambios importantes en el personal y el equipo, la contención, la criticidad, la capacitación y las disposiciones para la protección radiológica:

- en lo que concierne al personal de operación, se reforzarán las conductas y actitudes que promuevan una sólida cultura de la seguridad, a fin de que la explotación con plutonio se realice de forma segura;
- la administración velará por que tanto la instalación como el personal de operación estén plenamente preparados para la transición a la puesta en servicio con plutonio antes de que esta comience.

## **9. EXPLOTACIÓN**

### **ORGANIZACIÓN**

9.1. De conformidad con el requisito 2 de la presente publicación, la responsabilidad primordial de la seguridad recae en la entidad explotadora de la instalación del ciclo del combustible nuclear. Esta responsabilidad primordial abarca la responsabilidad de supervisar las actividades de todos los otros grupos conexos, como los autores del diseño, los suministradores, los fabricantes y los constructores, los empleadores y los contratistas, así como la responsabilidad de la explotación de la instalación por la propia entidad explotadora. La entidad explotadora cumplirá esta responsabilidad de acuerdo con su sistema de gestión [4].

9.2. La entidad explotadora establecerá una estructura de gestión adecuada para la instalación del ciclo del combustible nuclear y proporcionará la infraestructura necesaria para llevar a cabo las operaciones de manera segura. La entidad explotadora velará por que se disponga de recursos adecuados para todas las funciones relacionadas con la explotación y la utilización seguras de la instalación del ciclo del combustible nuclear, como la seguridad con respecto a la criticidad, el mantenimiento, la inspección y los ensayos periódicos, la protección radiológica, la aplicación del sistema de gestión, la preparación y respuesta para



casos de emergencia y las otras actividades de apoyo pertinentes, y tendrá en cuenta la seguridad industrial y la seguridad química.

9.3. La entidad explotadora se asegurará de que se tomen en consideración las estructuras y los recursos relacionados con la seguridad que se compartan con otras instalaciones del mismo emplazamiento (como los puentes para tuberías, zanjas y otros sistemas de transferencia). Los límites entre las distintas instalaciones estarán definidos de manera inequívoca. Se definirán claramente las disposiciones para el uso de los recursos compartidos y se establecerán rutas de comunicación eficaces entre las distintas organizaciones interesadas.

9.4. Según sea necesario, y de conformidad con los reglamentos nacionales, se establecerá una organización especial y se adoptarán reglas específicas para el transporte dentro del emplazamiento.

9.5. La entidad explotadora velará por que todas las actividades que entrañen o puedan entrañar exposición a la radiación se planifiquen, supervisen y lleven a cabo de manera que se reduzca al mínimo esa exposición. La entidad explotadora velará también por que se adopten medidas adecuadas para proporcionar protección contra los peligros radiológicos y los peligros químicos conexos que puedan dimanar de las modificaciones efectuadas en la instalación.

9.6. En colaboración con los autores del diseño y los suministradores, la entidad explotadora tendrá la responsabilidad global de llevar a cabo satisfactoriamente cualquier ensayo que no se pueda terminar durante la puesta en servicio (p. ej., la medición de las dosis reales recibidas por los trabajadores y la puesta a prueba de las medidas de control de las descargas en el medio ambiente).

9.7. La entidad explotadora elaborará informes resumidos periódicos sobre asuntos relativos a la seguridad, según lo requiera el órgano regulador. Estos informes serán examinados por el comité de seguridad y presentados al órgano regulador, si así lo solicita.

9.8. La entidad explotadora velará por que:

- a) haya instalaciones y servicios adecuados para todos los estados de la instalación;
- b) la administración de la instalación disponga de facultades y recursos suficientes para poder desempeñar sus funciones de manera eficaz.

## **Requisito 55: Estructura y funciones de la entidad explotadora**

**Se establecerán y se documentarán la estructura de la entidad explotadora y las funciones, el papel y las responsabilidades de su personal, aplicando un enfoque graduado.**

9.9. Se especificarán claramente, por escrito, las responsabilidades funcionales, la estructura jerárquica y las líneas de comunicación interna y externa para la seguridad de las operaciones en todos los estados de la instalación. Se determinarán las funciones y responsabilidades de los puestos clave de la entidad explotadora. En particular, la entidad explotadora establecerá claramente las líneas jerárquicas y las disposiciones para las comunicaciones entre el personal directivo superior de la instalación, el comité o los comités de seguridad<sup>43</sup>, el personal responsable de la seguridad con respecto a la criticidad nuclear, el personal de protección radiológica, los grupos encargados de tareas de mantenimiento, modificación e ingeniería, y el personal encargado de establecer y aplicar el sistema de gestión.

9.10. La documentación de la estructura organizativa y de los arreglos para el desempeño de las funciones se pondrá a disposición del personal y del órgano regulador. La estructura de la entidad explotadora estará definida de modo que se especifiquen y describan todas las funciones que sean importantes para la explotación segura. La entidad explotadora evaluará por anticipado todo cambio organizativo propuesto en la estructura y las medidas conexas que pueda ser de importancia para la seguridad. Cuando los reglamentos nacionales así lo exijan, esas propuestas de cambios organizativos se someterán a la aprobación del órgano regulador.

9.11. De conformidad con los requisitos reglamentarios, la entidad explotadora podrá delegar en otras entidades las tareas necesarias para el desempeño de sus funciones, pero retendrá la responsabilidad global y el control de esas actividades.

9.12. Corresponderá a la entidad explotadora velar por que en la instalación del ciclo del combustible nuclear se mantengan los conocimientos, habilidades, comportamientos y actitudes necesarios para promover una sólida cultura de la seguridad y la competencia técnica en materia de seguridad<sup>44</sup>, y por que se

---

<sup>43</sup> En algunos Estados se establece un grupo asesor distinto (u otro comité de seguridad) para asesorar al director de la instalación en los aspectos de seguridad de la explotación cotidiana de la instalación.

<sup>44</sup> Esto se denomina también gestión del conocimiento (véase asimismo el requisito 62).

elaboren políticas de recursos humanos y se alcancen los objetivos a largo plazo en ese ámbito.

## **Requisito 56: Personal de operación**

**La entidad explotadora velará por que la instalación del ciclo del combustible nuclear cuente con personal directivo competente y con suficiente personal cualificado para la explotación segura de la instalación.**

9.13. La entidad explotadora asignará al personal directivo superior la responsabilidad directa de la explotación segura de la instalación del ciclo del combustible nuclear y la autoridad necesaria para ello. El personal directivo superior tendrá la responsabilidad global de la seguridad de todos los aspectos relacionados con la explotación, la capacitación, el mantenimiento, los ensayos periódicos, la inspección, la utilización y la modificación de la instalación del ciclo del combustible nuclear. El desempeño de esta función será el cometido principal del personal directivo superior.

9.14. El personal directivo superior documentará claramente los deberes, las responsabilidades, la experiencia necesaria y los requisitos de capacitación del personal de operación, así como sus líneas de comunicación. También se documentarán claramente los deberes, las responsabilidades y las líneas de comunicación del personal restante que participe en la explotación o utilización de la instalación del ciclo del combustible nuclear (p. ej., del personal de apoyo técnico y los investigadores).

9.15. El personal directivo superior determinará los requisitos mínimos de dotación de personal en las diversas disciplinas necesarias para garantizar la explotación segura en todos los estados operacionales. El personal de operación requerido, en términos del número de personas y de las tareas para las que deberán contar con autorización<sup>45</sup>, se especificará ya sea en los límites y condiciones operacionales o en disposiciones apropiadas que se aprueben en virtud de la licencia. En todo momento habrá una persona cualificada claramente designada por la entidad explotadora que se encargue de la supervisión directa de la explotación de la instalación del ciclo del combustible nuclear. También se especificará la disponibilidad del personal que habrá de desempeñar tareas en una emergencia nuclear o radiológica (véase asimismo el requisito 21 de la publicación GSR Part 7 [6]).

---

<sup>45</sup> En este contexto, la autorización del personal puede proceder de la entidad explotadora, o del órgano regulador si así lo exigen los reglamentos nacionales.

9.16. Se elaborará por anticipado un programa detallado de explotación y uso de la instalación del ciclo del combustible nuclear, que se someterá a la aprobación del personal directivo superior.

9.17. El personal directivo superior será responsable de todas las actividades relacionadas con la seguridad, incluida la manipulación de los materiales fisibles, y adoptará las disposiciones correspondientes.

9.18. El personal directivo superior examinará periódicamente la explotación de la instalación del ciclo del combustible nuclear y adoptará las medidas correctivas apropiadas para resolver cualquier problema que se detecte. El personal directivo superior pedirá asesoramiento al comité o los comités de seguridad o recurrirá a asesores especializados para el examen de las cuestiones de seguridad importantes que surjan en la puesta en servicio, la explotación, el mantenimiento, la inspección y los ensayos periódicos, y la modificación de la instalación.

9.19. Todos los aspectos de la explotación, el mantenimiento, los ensayos periódicos, la inspección, la utilización y la modificación de la instalación del ciclo del combustible nuclear que sean importantes para la seguridad correrán a cargo de personal de operación certificado o autorizado (que podrá incluir personal de organizaciones externas). Todo el personal de operación certificado o autorizado estará facultado para poner fin a procesos y actividades cuando sea necesario para la seguridad.

9.20. La entidad explotadora establecerá un grupo de mantenimiento para aplicar los programas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección (véase el requisito 65).

### **Personal de protección radiológica**

9.21. El programa de protección radiológica incluirá el establecimiento de un grupo de protección radiológica en el marco de la entidad explotadora, así como el nombramiento de uno o más oficiales de protección radiológica cualificados que sean técnicamente competentes en asuntos de protección radiológica y estén bien informados sobre los aspectos radiológicos del diseño, la explotación y los peligros de la instalación.

9.22. El personal de protección radiológica prestará asesoramiento al personal de operación, y los consejos y motivos de preocupación que señale el personal de protección radiológica se tomarán en consideración en los niveles de la

administración de la entidad explotadora que estén facultados para establecer los procedimientos operacionales y velar por su cumplimiento.

### **Personal responsable de la seguridad con respecto a la criticidad nuclear**

9.23. En el caso de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear en que exista la posibilidad de una criticidad accidental, la entidad explotadora nombrará, para que asuma la responsabilidad de la seguridad con respecto a la criticidad nuclear, a personal cualificado que sea experto en la física de la criticidad nuclear y conozca bien las normas, códigos y mejores prácticas de seguridad a ese respecto, y que esté familiarizado con el diseño y las operaciones de la instalación. En la medida en que sea necesario, esta función será independiente de la dirección de las operaciones.

9.24. El personal responsable de la seguridad con respecto a la criticidad nuclear prestará asistencia en la capacitación de otros operadores, aportará orientaciones técnicas y conocimientos especializados para desarrollar los procedimientos operacionales, y comprobará y validará todas las operaciones que puedan requerir un control de la criticidad.

### **Especialistas en desechos y efluentes**

9.25. La instalación contará con suficiente personal cualificado para velar por que las políticas de gestión de los desechos y de descarga de efluentes se apliquen de conformidad con los límites autorizados y con el objetivo de reducir al mínimo la generación de desechos radiactivos.

### **Otro personal de apoyo técnico**

9.26. Todo el personal técnico restante, como el personal de capacitación, el que tenga responsabilidades en materia de seguridad industrial y química y el que se encargue del establecimiento y la aplicación del sistema de gestión, seguirá las normas y los procedimientos de seguridad que establezca la entidad explotadora.

## GESTIÓN DE LA SEGURIDAD OPERACIONAL

### **Requisito 57: Límites y condiciones operacionales**

**La entidad explotadora velará por que la instalación del ciclo del combustible nuclear se explote de conformidad con el conjunto de límites y condiciones operacionales.**

9.27. La instalación se explotará respetando un amplio conjunto de límites y condiciones operacionales, para evitar situaciones que puedan dar lugar a los incidentes operacionales previstos o a condiciones de accidente, y mitigar las consecuencias de esos sucesos si llegaran a producirse. La entidad explotadora establecerá los límites y condiciones operacionales a partir del análisis de seguridad, empleando un enfoque graduado, de modo que la explotación de la instalación se realice en consonancia con las hipótesis y el objetivo del diseño, y de conformidad con las condiciones de la licencia. Los límites y condiciones operacionales, incluidos los límites de seguridad, los puntos de tarado del sistema de seguridad y las condiciones limitativas para la explotación segura, serán examinados por el comité de seguridad. Si el órgano regulador así lo exige, los límites y condiciones operacionales, junto con la documentación para la concesión de la licencia, se someterán a su evaluación y aprobación antes del comienzo de la explotación.

9.28. La entidad explotadora llevará registros suficientes para poder demostrar el cumplimiento de los límites y condiciones operacionales (véase el requisito 62).

### **Límites de seguridad**

9.29. Las operaciones se mantendrán dentro de los límites de seguridad, a fin de proteger debidamente la integridad de las barreras físicas contra la radiación y la emisión no controlada de materiales radiactivos.

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

9.30. Para cada parámetro que requiera un límite de seguridad y para los otros parámetros importantes que se relacionen con la seguridad, habrá un sistema de monitorización que emita una señal (también en modo automático, de ser posible) para evitar que se rebase el límite de seguridad fijado. El punto de tarado del sistema de seguridad es el nivel al que un sistema de seguridad se acciona automáticamente y que proporciona un margen de seguridad mínimo aceptable. Este margen de seguridad preverá, entre otras cosas, el comportamiento en los

transitorios del sistema, el tiempo de respuesta del equipo y la inexactitud de los dispositivos de medición.

### **Condiciones limitativas para la explotación segura**

9.31. Las condiciones limitativas para la explotación segura son las condiciones que se establecen con el fin de garantizar que se mantengan márgenes aceptables entre los valores operacionales normales y los puntos de tarado del sistema de seguridad respecto de los elementos importantes para la seguridad.<sup>46</sup> Los valores de las condiciones limitativas para la explotación segura se fijarán de modo que se evite la activación de los sistemas de seguridad con una frecuencia no deseada. Las condiciones limitativas para la explotación segura incluirán límites a los parámetros de funcionamiento, requisitos relativos al equipo operable mínimo y a los niveles mínimos de dotación de personal, y medidas que deba adoptar el personal de operación para evitar que se activen los sistemas de seguridad.

9.32. Se establecerán condiciones limitativas para la explotación segura en lo que respecta a la autorización de la transferencia de materiales peligrosos (radiactivos, fisibles o químicamente reactivos) entre un edificio y otro. Para esta transferencia será necesario que los operadores del edificio receptor acepten el material antes de que se inicie el desplazamiento.

### **Vigilancia y ensayos periódicos**

9.33. Se establecerán requisitos respecto de la frecuencia y el alcance de la vigilancia y los ensayos periódicos de todos los elementos importantes para la seguridad, a fin de garantizar la conformidad con los límites y condiciones operacionales, los puntos de tarado del sistema de seguridad y las condiciones limitativas para la explotación segura.

### **Explotación fuera de los límites o condiciones operacionales**

9.34. En el caso de que la explotación de la instalación infrinja uno o varios de los límites y condiciones operacionales, se adoptarán medidas correctivas y se informará al órgano regulador.

---

<sup>46</sup> Las condiciones limitativas para la explotación segura pueden aplicarse también a situaciones que no sean condiciones de accidente. Por ejemplo, una situación en que un operador solitario manipule materiales fisibles no es una condición de accidente, pero podría ser evitada por las condiciones limitativas para la explotación segura de la instalación.

9.35. Se detallarán las medidas que deban adoptar los operadores en un intervalo de tiempo especificado cuando se infrinja una condición limitativa para la explotación segura. La administración de la instalación llevará a cabo una investigación de la causa y las consecuencias de la situación y adoptará las medidas apropiadas para evitar que se repita. Se informará oportunamente de ello al órgano regulador.

### **Controles administrativos**

9.36. La responsabilidad de los controles administrativos para los procedimientos operacionales, la dotación de personal, la capacitación y el readiestramiento del personal, los procedimientos de examen y auditoría, el mantenimiento, las modificaciones, los registros e informes y las medidas que sean necesarias después de una vulneración de los límites y condiciones operacionales recaerá en los puestos clave de la entidad explotadora. Los límites y condiciones operacionales incluirán los requisitos administrativos referentes a la estructura organizativa de la entidad explotadora y a las responsabilidades de los puestos clave que se requieran para la explotación segura de la instalación.

9.37. La entidad explotadora velará por el mantenimiento y cumplimiento de los controles administrativos especificados en el informe de evaluación de la seguridad y en los límites y condiciones operacionales.

### **Requisito 58: Capacitación, readiestramiento y cualificación del personal**

**La entidad explotadora velará por que todas las actividades que puedan afectar a la seguridad sean realizadas por personas debidamente cualificadas y competentes.**

9.38. La entidad explotadora definirá claramente los requisitos relativos a la cualificación y competencia a fin de velar por que el personal que realice funciones relacionadas con la seguridad sea capaz de desempeñar su trabajo de forma segura. Para ocupar determinados cargos relacionados con la explotación puede ser necesaria una autorización oficial o una licencia.

9.39. Se seleccionará a personal debidamente cualificado y se le impartirá la capacitación e instrucción necesarias para que pueda desempeñar sus tareas correctamente en todos los estados de la instalación, de conformidad con los procedimientos adecuados.



9.40. Se establecerá y mantendrá un programa apropiado de capacitación y readiestramiento del personal de operación<sup>47</sup>. El programa de capacitación preverá la confirmación periódica de la competencia del personal y su participación regular en cursos de actualización de los conocimientos. Este tipo de capacitación se aplicará también al personal que no haya desempeñado las funciones para las que esté autorizado<sup>48</sup> durante períodos prolongados.

9.41. La capacitación fomentará los comportamientos y actitudes que promuevan una sólida cultura de la seguridad y hará hincapié en la importancia de la seguridad en todos los aspectos de la instalación, como las características de diseño, el análisis de seguridad, los factores humanos y organizativos, los límites y condiciones operacionales, los procedimientos operacionales, la protección radiológica (incluido el control de la contaminación), la seguridad con respecto a la criticidad, la preparación y respuesta para casos de emergencia, la gestión de los desechos y determinados peligros relacionados con la seguridad industrial, como los peligros químicos y los incendios. El alcance de la capacitación sobre los peligros radiológicos y no radiológicos será proporcionado al peligro que plantee la instalación del ciclo del combustible nuclear.

9.42. El personal directivo superior tendrá la responsabilidad de velar por que todas las personas seleccionadas para llevar a cabo tareas que repercutan en la seguridad reciban la capacitación y el readiestramiento necesarios para la explotación segura de la instalación, y por que esta labor de capacitación y readiestramiento se evalúe como corresponda. Se impartirá la debida capacitación en los procedimientos que deban aplicarse en todos los estados de la instalación.

9.43. Incluso cuando exista personal dedicado específicamente a la protección radiológica, el personal de operación, incluido el de apoyo técnico, recibirá una capacitación adecuada en este tipo de protección antes de empezar a desempeñar sus tareas, y se someterá a un readiestramiento periódico en protección radiológica operacional.

9.44. Se organizarán cursos de capacitación y simulacros específicos para el personal de operación, los bomberos internos y externos y los demás oficiales que deban intervenir en la respuesta a casos de emergencia, que guarden relación con sus funciones de respuesta en caso de incendio o explosión en la instalación

---

<sup>47</sup> Por ejemplo, pueden desarrollarse actividades de capacitación utilizando los registros e informes generados en la instalación del ciclo del combustible nuclear (requisito 62).

<sup>48</sup> En este contexto, la autorización del personal puede proceder de la entidad explotadora, o del órgano regulador si así lo requieren los reglamentos nacionales.

(véase el requisito 25 de la publicación GSR Part 7 [6]). El alcance de los programas de capacitación y de readiestramiento estará en consonancia con los peligros que puedan entrañar la instalación y sus procesos.

9.45. Se prestará atención específica a la cualificación y capacitación del personal para hacer frente a los peligros radiológicos (p. ej., en caso de criticidad y contaminación) y a determinados peligros convencionales, como los peligros químicos y los incendios.

9.46. Los programas de capacitación, los materiales didácticos, la propia capacitación y sus resultados (incluidos los de las actividades de readiestramiento) se someterán a exámenes y auditorías, de conformidad con el sistema de gestión establecido.

9.47. Además de los requisitos enunciados en los párrafos 9.38 a 9.46, se cumplirán los siguientes requisitos específicos para los distintos tipos de instalación.

#### **Instalaciones de fabricación de combustible de óxidos mixtos e instalaciones de reprocesamiento**

9.48. Se prestará especial atención a la capacitación en las operaciones en cajas de guantes, incluidas las medidas que deben adoptarse en caso de contaminación.

#### **Instalaciones de conversión, enriquecimiento del uranio y fabricación de combustible**

9.49. Los operadores recibirán capacitación en la manipulación y el procesamiento seguros de grandes cantidades de  $UF_6$  y de otras sustancias químicas peligrosas. El alcance de la capacitación será proporcionado a los riesgos que entrañe la actividad. En lo que respecta a las emisiones de  $UF_6$  y otras sustancias químicas, se impartirá capacitación adecuada a todo el personal del emplazamiento, a fin de que adopten las medidas apropiadas si se produce una emisión de sustancias químicas.

#### **Instalaciones de investigación y desarrollo del ciclo del combustible nuclear**

9.50. Tanto los investigadores como los operadores deberán estar cualificados y capacitados para manipular materiales radiactivos y efectuar ensayos y experimentos.

## **Requisito 59: Realización de las actividades relacionadas con la seguridad**

**La entidad explotadora velará por que todas las actividades relacionadas con la seguridad se analicen y controlen adecuadamente a fin de que los riesgos asociados a la radiación ionizante y las sustancias químicas tóxicas conexas se mantengan en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.**

9.51. Todas las actividades operacionales serán evaluadas para determinar los riesgos que puedan plantear en relación con la radiación ionizante y las sustancias químicas tóxicas conexas. El grado de evaluación y control dependerá de la importancia de cada actividad para la seguridad.

9.52. Cuando sea preciso realizar una operación o un ensayo no rutinarios que no estén contemplados en los procedimientos operacionales existentes, se llevará a cabo un examen específico de la seguridad y se elaborará un procedimiento especial que se someterá a aprobación, de conformidad con los procedimientos establecidos para la introducción de modificaciones.

## **Requisito 60: Gestión del envejecimiento**

**La entidad explotadora velará por que se aplique un programa eficaz de gestión del envejecimiento a fin de hacer frente al envejecimiento de los elementos importantes para la seguridad de modo que se asegure el cumplimiento de las funciones de seguridad necesarias durante toda la vida operacional de la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

9.53. El programa de gestión del envejecimiento determinará las consecuencias del envejecimiento y las actividades necesarias para mantener la operabilidad y fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad. Este programa se coordinará y armonizará con otros programas pertinentes, incluidos los programas de inspección en servicio, examen periódico de la seguridad<sup>49</sup> y mantenimiento. Se adoptará un enfoque sistemático que permita el desarrollo, la aplicación y la mejora constante de los programas de gestión del envejecimiento.

9.54. Cuando no se disponga de detalles sobre las características de los materiales y los sistemas, y esos detalles puedan tener consecuencias para la seguridad, la entidad explotadora aplicará un programa de vigilancia adecuado. Los resultados de este programa se emplearán para examinar la idoneidad del diseño de la instalación a intervalos apropiados.

---

<sup>49</sup> Véase el requisito 5.

9.55. El programa de mantenimiento y sustitución del equipo se ajustará en función de las conclusiones del programa de gestión del envejecimiento. La vida de diseño del equipo se tendrá en cuenta en las evaluaciones de la seguridad que se realicen con miras a prolongar su explotación.

### **Requisito 61: Control operacional de las modificaciones**

#### **La entidad explotadora establecerá y aplicará un programa para el control de las modificaciones en la instalación.**

9.56. La entidad explotadora tendrá la responsabilidad global de todos los aspectos de seguridad de la preparación y ejecución de modificaciones. Además, establecerá procedimientos para el control de los proyectos de modificación. La entidad explotadora podrá asignar o subcontratar la ejecución de determinadas tareas a otras entidades, pero no delegará sus responsabilidades. En particular, la entidad explotadora se encargará de la gestión de los proyectos de modificación propuestos, en la que participará el personal directivo superior de conformidad con los procedimientos establecidos. Cuando se trate de modificaciones importantes, esta participación incluirá la fijación de los objetivos y la estructura del proyecto, el nombramiento de un director del proyecto, la especificación de las responsabilidades y la asignación de recursos adecuados.

9.57. La entidad explotadora tendrá la responsabilidad de velar por que:

- a) en el caso de los emplazamientos con instalaciones múltiples, las modificaciones en la instalación del ciclo del combustible nuclear no repercutan negativamente en la operabilidad o la seguridad de las instalaciones conexas o adyacentes;
- b) el sistema de gestión se aplique en todas las etapas de la preparación y ejecución de la modificación, para que se cumplan todos los requisitos y criterios de seguridad aplicables;
- c) todas las personas que intervengan en la ejecución de una modificación apliquen la documentación de seguridad pertinente (p. ej., el informe de evaluación de la seguridad y los límites y condiciones operacionales), y se optimice la protección de las personas y del medio ambiente;
- d) se prepare toda la documentación para la concesión de la licencia que sea pertinente en el caso de cada modificación y se satisfagan los requisitos conexas en materia de examen y aprobación, lo que podrá incluir la necesidad de obtener la aprobación del órgano regulador para efectuar la modificación;

- e) todo el personal que vaya a participar en la ejecución de una modificación propuesta esté debidamente capacitado y tenga la cualificación y experiencia requeridas para la tarea y, de ser necesario, reciba capacitación por adelantado sobre el efecto de la modificación en el funcionamiento y las características de seguridad de la instalación;
- f) todos los documentos afectados por la modificación que guarden relación con las características de seguridad de la instalación, como el informe de evaluación de la seguridad, los límites y condiciones operacionales y los procedimientos pertinentes de explotación, mantenimiento y emergencia, se actualicen sin demora, según sea necesario;
- g) la puesta en servicio se efectúe de manera adecuada, los resultados se registren y evalúen y las conclusiones que se saquen se incorporen en la documentación correspondiente, con los cambios que puedan ser necesarios en la evaluación de la seguridad;
- h) de conformidad con los requisitos nacionales, el órgano regulador sea informado por anticipado de las modificaciones y, cuando sea necesario, se solicite y obtenga la autorización para efectuar una modificación antes de proceder a los cambios;
- i) se cumplan otros requisitos establecidos en esta publicación, según proceda.

9.58. Las propuestas de modificación de la instalación se categorizarán, y los criterios pertinentes para esta categorización se establecerán con arreglo a un enfoque graduado. Las propuestas de modificación se categorizarán bien en función de su importancia para la seguridad, bien sobre la base de una declaración que indique si el cambio propuesto reducirá los márgenes de seguridad o planteará problemas en relación con los límites y condiciones operacionales vigentes o con otros criterios de aceptación importantes (p. ej., las dosis individuales o colectivas recibidas por los trabajadores).

9.59. Los proyectos de modificación de gran importancia para la seguridad se someterán a análisis de la seguridad y procedimientos de diseño, construcción y puesta en servicio que sean equivalentes a los descritos en las secciones 6, 7 y 8 para el diseño, la construcción y la puesta en servicio de la propia instalación.

9.60. Al ejecutar los proyectos de modificación de una instalación del ciclo del combustible nuclear, la exposición a la radiación a que se sometan los trabajadores que efectúen las obras se mantendrá en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

9.61. Las modificaciones provisionales se limitarán, en cuanto a su número y duración, 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 toda posición de control pertinente. La entidad explotadora establecerá un sistema oficial para informar al personal que corresponda, de manera oportuna, sobre las modificaciones provisionales y sus consecuencias para la explotación y la seguridad de la instalación.

## **Requisito 62: Registros e informes**

### **La entidad explotadora establecerá y mantendrá un sistema para el control de los registros e informes en la instalación del ciclo del combustible nuclear.**

9.62. Para la explotación segura de la instalación, la entidad explotadora conservará toda la información esencial sobre el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la configuración corriente y la explotación de la instalación. Esta información se mantendrá actualizada durante toda la etapa operacional de la instalación y estará a disposición para su uso durante la clausura. La entidad explotadora dispondrá lo necesario para la generación y el control de los registros e informes que sean importantes para la seguridad en las etapas de la explotación y la clausura, lo que incluirá lo siguiente:

- a) la colección completa de revisiones de la documentación para la concesión de la licencia;
- b) los resultados de los exámenes periódicos de la seguridad;
- c) los documentos de la puesta en servicio;
- d) los procedimientos y las instrucciones operacionales;
- e) el historial de las modificaciones y los datos correspondientes;
- f) los datos operacionales de la instalación;
- g) los datos derivados del mantenimiento, los ensayos, la vigilancia y la inspección;
- h) los informes sobre sucesos e incidentes;
- i) los datos sobre la protección radiológica, incluidos los datos de monitorización del personal;
- j) los datos sobre las cantidades y los movimientos de materiales nucleares y otros materiales radiactivos;
- k) los registros de las descargas de efluentes;
- l) los registros del almacenamiento y el transporte de desechos radiactivos;
- m) los resultados de la monitorización del medio ambiente;
- n) los registros de las principales actividades realizadas en cada lugar de la instalación.

9.63. Se formularán procedimientos compatibles con el sistema de gestión para la generación, recopilación, conservación y archivo de los registros e informes. Los asientos de información en los diarios de trabajo, las listas de comprobación y los otros registros apropiados estarán debidamente fechados y firmados.

9.64. Se llevarán registros de los casos de incumplimiento y de las medidas adoptadas para ponerles remedio, y esos registros se conservarán y pondrán a disposición del órgano regulador. La entidad explotadora velará por que los registros se conserven durante los períodos de tiempo especificados.

9.65. El sistema de gestión incluirá mecanismos para almacenar y mantener los registros e informes. El sistema de gestión de documentos estará diseñado de modo que los documentos obsoletos se archiven y el personal utilice solamente la última versión de cada uno. Se examinará la necesidad de almacenar los documentos fuera del emplazamiento (p. ej., en el centro de respuesta a emergencias) a fin de tener acceso a ellos en una emergencia.

## OPERACIONES DE LA INSTALACIÓN

### **Requisito 63: Procedimientos operacionales**

**Se elaborarán procedimientos operacionales que se apliquen a todos los aspectos de la explotación normal, los incidentes operacionales previstos y las condiciones de accidente, de conformidad con la política de la entidad explotadora y los requisitos que haya establecido el órgano regulador.**

9.66. Se elaborarán procedimientos operacionales para todas las operaciones relacionadas con la seguridad que puedan efectuarse durante toda la vida de la instalación.

9.67. Los procedimientos operacionales serán desarrollados por el personal de operación, en colaboración, siempre que sea posible, con el autor del diseño y el fabricante, así como con otros empleados de la entidad explotadora, incluido el personal de protección radiológica. Los procedimientos operacionales estarán en consonancia con los límites y condiciones operacionales y ayudarán a cumplirlos, y se prepararán de conformidad con los procedimientos previstos en el sistema de gestión para su formato, desarrollo, examen y control.

9.68. Los procedimientos operacionales se examinarán y actualizarán periódicamente sobre la base de las enseñanzas extraídas de su aplicación y de

conformidad con el sistema de gestión, y estarán disponibles en los lugares en que se deban utilizar.

9.69. Todo el personal que participe en la explotación y utilización de la instalación estará debidamente capacitado en el uso de estos procedimientos, según corresponda a sus funciones.

9.70. Cuando se proyecten actividades no previstas en los procedimientos vigentes, se formulará un procedimiento apropiado, que se examinará y someterá a la aprobación adecuada antes del comienzo de la actividad. Se impartirá capacitación adicional sobre estos procedimientos al personal que corresponda.

#### **Requisito 64: Intendencia operacional y condiciones materiales**

**La entidad explotadora elaborará y aplicará programas para mantener muy buenas condiciones materiales y un alto nivel de intendencia y limpieza en todas las zonas de trabajo.**

9.71. Se establecerán controles administrativos (véase el requisito 57) para velar por que los locales y el equipo operacionales se mantengan en buen estado, estén adecuadamente iluminados y sean accesibles, y por que se controle y limite el almacenamiento provisional. Los deterioros del equipo (debidos, por ejemplo, a fugas, focos de corrosión, partes sueltas o daños en el aislamiento térmico) se identificarán, notificarán y corregirán prontamente.

9.72. Se mantendrá un programa de vigilancia de la degradación del material de las vasijas y contenedores en que haya mezclas de sustancias químicas corrosivas con materiales fisibles o altamente radiactivos.

9.73. La entidad explotadora será responsable de velar por que la identificación y el etiquetado de los elementos importantes para la seguridad, las salas, las tuberías y los instrumentos sean exactos y legibles, estén bien conservados y se efectúen con materiales y tintas compatibles.

#### **MANTENIMIENTO, ENSAYO PERIÓDICO E INSPECCIÓN**

#### **Requisito 65: Mantenimiento, ensayo periódico e inspección**

**La entidad explotadora velará por que se establezcan y apliquen programas eficaces de mantenimiento, ensayo periódico e inspección.**



9.74. Se realizarán tareas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección a fin de asegurarse de que los elementos importantes para la seguridad funcionen de conformidad con el objetivo del diseño y los requisitos de seguridad, en cumplimiento de los límites y condiciones operacionales, y de apoyar la seguridad de la instalación a largo plazo. En este contexto, el término ‘mantenimiento’ abarca las medidas tanto preventivas como correctivas.

9.75. Los requisitos relativos al ensayo periódico y la vigilancia de los elementos importantes para la seguridad incluirán una especificación que indique claramente la aplicabilidad, la frecuencia de los ensayos periódicos y de la vigilancia, y los criterios de aceptabilidad. A fin de ofrecer flexibilidad operacional, la especificación de la frecuencia indicará los intervalos medios, con un intervalo máximo que no se deberá rebasar.

9.76. Sobre la base del informe de evaluación de la seguridad, se establecerán programas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección de todos los elementos importantes para la seguridad, y se documentará su ejecución. Estos programas garantizarán que el nivel de seguridad no se reduzca durante las labores de mantenimiento, ensayo periódico e inspección.

9.77. Los programas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección, y sus resultados, se examinarán a intervalos regulares para incorporar las enseñanzas extraídas de la experiencia (véase el requisito 73). Todas las tareas de mantenimiento, ensayo periódico e inspección de los elementos importantes para la seguridad se efectuarán aplicando los procedimientos aprobados.

9.78. Los procedimientos especificarán las medidas que se habrán de adoptar en caso de que se produzcan cambios en la configuración normal de la instalación, incluido el aislamiento temporal durante el mantenimiento, e incluirán procedimientos para restablecer la configuración normal al término de la actividad.

9.79. Las inspecciones no rutinarias o el mantenimiento correctivo de los elementos importantes para la seguridad se realizarán con arreglo a planes y procedimientos que se elaborarán especialmente para cada caso. Las inspecciones en el servicio con fines de seguridad y sobre una base programática también se realizarán de acuerdo con planes y procedimientos especiales.

9.80. La frecuencia del mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección de los distintos elementos importantes para la seguridad se ajustará sobre la base de la experiencia y se fijará en un nivel que ofrezca una fiabilidad adecuada.

La entidad explotadora evaluará los resultados del mantenimiento, el ensayo periódico y la inspección e incorporará la retroinformación pertinente para promover la mejora continua.

9.81. La entidad explotadora adoptará medidas para reducir al mínimo los riesgos relacionados con las labores de mantenimiento durante las paradas (los períodos entre campañas).

9.82. Todo incumplimiento de estos requisitos se registrará, investigará y notificará prontamente al órgano regulador, de conformidad con los requisitos nacionales. Se adoptarán medidas de mejora eficaces para evitar que se repitan esas situaciones.

## SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD NUCLEAR

### **Requisito 66: Control de la criticidad durante la explotación**

**Todas las operaciones con materiales fisibles se realizarán de modo que se mantenga un margen adecuado de subcriticidad, en los estados operacionales y en las condiciones denominadas condiciones anormales verosímiles o las condiciones incluidas en la base de diseño.**

9.83. El programa de seguridad con respecto a la criticidad velará por que los operadores sean conscientes del peligro de criticidad. Todas las operaciones en que la seguridad con respecto a la criticidad nuclear sea importante se registrarán por los procedimientos aprobados. Los operadores recibirán capacitación y tendrán conocimiento de las condiciones que puedan causar un estado de criticidad. Los procedimientos especificarán todos los parámetros que esté previsto controlar y los criterios que se deban satisfacer. El programa establecerá límites para las cantidades y las concentraciones de materiales fisibles en las transferencias y en otros puntos adecuados de los procesos. Antes de cambiar de ubicación el equipo de proceso o sus conexiones de proceso, o los reflectores de neutrones, se examinará la evaluación de la criticidad de conformidad con los procedimientos para el control de las modificaciones (véase el requisito 61).

9.84. En función del potencial de criticidad que encierren las acumulaciones de materiales fisibles, comprendidos los desechos y residuos, se concebirá y aplicará un programa de vigilancia que permita detectar las acumulaciones no controladas de materiales fisibles y evitar que sigan aumentando. Las desviaciones de los procedimientos y los cambios imprevistos en las condiciones de proceso que

pudieran afectar a la seguridad con respecto a la criticidad nuclear se notificarán al personal directivo superior y se investigarán con prontitud. El órgano regulador también será informado de esas desviaciones o cambios, y se adoptarán medidas para evitar que se repitan.

9.85. En el caso de todos los tipos de instalación del ciclo del combustible nuclear (incluidas las instalaciones de investigación y desarrollo) que puedan alcanzar la criticidad se cumplirán los siguientes requisitos:

- a) En la demostración de la seguridad con respecto a la criticidad se analizará la posibilidad de que se transfieran accidentalmente dos lotes de material fisible en vez de uno ('un lote doble'). Los lotes dobles se evitarán en virtud del diseño y mediante medidas de control administrativo (véanse los requisitos 18 y 57).
- b) Se definirán los procedimientos para la transferencia o el movimiento temporal de materiales fisibles durante los estados operacionales (incluido el mantenimiento).
- c) Los materiales fisibles, incluidos los desechos que no se hayan monitorizado para determinar si contienen materiales fisibles, no se acumularán en contenedores que no hayan sido diseñados y aprobados específicamente para ese fin.
- d) Todas las transferencias de materiales fisibles, incluidos los desechos, se realizarán respetando los requisitos de seguridad con respecto a la criticidad que se apliquen en la zona remitente y en la zona destinataria; el cumplimiento de estos requisitos será certificado por la instalación que remita los materiales y la instalación destinataria deberá aceptar la transferencia antes del envío.

### **Instalaciones de fabricación de combustible de uranio enriquecido**

9.86. Además de los requisitos enunciados en los párrafos 9.83 a 9.85, las instalaciones de fabricación de combustible de uranio enriquecido cumplirán los siguientes requisitos:

- a) Si la instalación está diseñada para producir paralelamente pastillas de combustible con enriquecimientos diferentes, las operaciones se organizarán de modo que se excluya la mezcla de polvos, pastillas y barras con distinto grado de enriquecimiento.
- b) Se verificará y controlará el balance de materiales del proceso.

## **Instalaciones de fabricación de combustible MOX**

9.87. Además de los requisitos establecidos en los párrafos 9.83 a 9.85, las instalaciones de fabricación de combustible MOX cumplirán los siguientes requisitos:

- a) En las operaciones normales se medirán y controlarán varios parámetros para prevenir un suceso de criticidad. Los valores de estos parámetros serán de alta integridad y se calibrarán con respecto a patrones de referencia conocidos. Los cambios en los códigos y datos informáticos se controlarán con un alto nivel de rigor mediante el sistema de gestión.
- b) Se verificará y controlará el balance de materiales del proceso.

## **Instalaciones de enriquecimiento y conversión de uranio**

9.88. Además de los requisitos establecidos en los párrafos 9.83 a 9.85, las instalaciones de enriquecimiento y conversión cumplirán los siguientes requisitos:

- a) Cuando pueda haber altas concentraciones de HF en la corriente de productos de una instalación de enriquecimiento, la presión se mantendrá por debajo de la presión de vapor del fluoruro de hidrógeno a esa temperatura para evitar la condensación del HF durante la cristalización (desublimación) del  $UF_6$  en un cilindro o una vasija intermedia.
- b) Durante el vaciado del equipo de proceso y de los cilindros antes de la limpieza en húmedo (para el mantenimiento o la clausura), se prevendrá la criticidad mediante el proceso siguiente, que podrá ser iterativo:
  - monitorización no destructiva<sup>50</sup> o control visual para observar si se retiene uranio;
  - cambio a la limpieza en seco si se detecta retención de uranio.
- c) Durante las operaciones de clausura, se aplicarán procedimientos especiales para garantizar la seguridad con respecto a la criticidad cuando se desmantele equipo cuya seguridad dependa de la geometría.

---

<sup>50</sup> Normalmente, por medición de rayos gamma o de neutrones.

## **Instalaciones de reprocesamiento de combustible**

9.89. Además de los requisitos establecidos en los párrafos 9.83 a 9.85, las instalaciones de reprocesamiento de combustible cumplirán los siguientes requisitos:

- a) El programa de alimentación por el que se reciba y reprocese el combustible gastado se preparará y evaluará de modo que se garantice el cumplimiento de los requisitos de seguridad durante todas las fases del reprocesamiento. Para ello se utilizarán las herramientas computacionales adecuadas.
- b) Las tuberías de lavado y las tuberías de alimentación química para las vasijas y cajas que contengan materiales fisibles se someterán a los controles técnicos y administrativos adecuados, también cuando no estén en uso.
- c) Se adoptarán disposiciones específicas para disminuir el riesgo de acumulación de una fase orgánica en los tanques que reciban soluciones acuosas con un contenido fisible, y para detectar esas acumulaciones, cuando sea necesario.
- d) Se evaluarán los reactivos químicos no fisibles que sean importantes para la química de los procesos. Si la adición de un reactivo químico con una composición o en una cantidad equivocadas pudiese plantear un peligro de criticidad, se controlará este factor.

## **PROGRAMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y GESTIÓN DE DESECHOS Y EFLUENTES RADIATIVOS**

### **Requisito 67: Programa de protección radiológica**

**La entidad explotadora establecerá y aplicará un programa de protección radiológica.**

9.90. La entidad explotadora velará por que el programa de protección radiológica cumpla los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2]. La entidad explotadora verificará, mediante la vigilancia, las inspecciones y las auditorías, que el programa de protección radiológica se aplique correctamente y que se cumplan sus objetivos. El programa de protección radiológica se examinará periódicamente y se actualizará cuando sea necesario.

9.91. El programa de protección radiológica velará por que en todos los estados operacionales y los accidentes base de diseño las dosis debidas a la exposición a la radiación ionizante y las dosis debidas a las descargas de materiales radiactivos

desde la instalación se mantengan tan bajas como sea razonablemente posible y por debajo de los límites autorizados.

9.92. La entidad explotadora dispondrá de personal y recursos de protección radiológica independientes y suficientes para proporcionar orientación sobre los reglamentos, normas y procedimientos de protección radiológica y las prácticas de trabajo seguras, y para velar por su cumplimiento.

9.93. Se establecerán restricciones de dosis para las exposiciones a la radiación y niveles de referencia para las medidas protectoras, según proceda, a fin de optimizar la protección de los trabajadores [2]. En todos los estados operacionales, los objetivos principales de la protección radiológica serán reducir al mínimo la exposición a la radiación y mantener las dosis por debajo de las restricciones de dosis para lograr el objetivo fundamental de la seguridad.

9.94. En condiciones de accidente, las consecuencias radiológicas se mantendrán en un nivel bajo mediante los dispositivos de seguridad apropiados y la aplicación de las disposiciones del plan de emergencia.

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

9.95. Se medirán, registrarán y evaluarán las dosis recibidas por todos los trabajadores que puedan estar ocupacionalmente expuestos a la radiación, según lo dispuesto por el órgano regulador u otra autoridad competente. Estos registros se pondrán a disposición del órgano regulador y otras autoridades competentes que se designen en los reglamentos nacionales.

9.96. El control de la exposición se tendrá en cuenta en las disposiciones relativas a las actividades rutinarias, por ejemplo, en los dispositivos de muestreo, los métodos de transferencia de muestras y el almacenamiento de las muestras, y los laboratorios analíticos se organizarán de modo que se reduzcan al mínimo las dosis recibidas por el personal de operación.

9.97. Se instituirán requisitos adecuados de tiempo, distancia y blindaje para el personal que manipule e inspeccione materiales radiactivos en las zonas de procesamiento o almacenamiento y que pueda recibir dosis acumulativas significativas.

9.98. La instalación dispondrá de equipo apropiado de monitorización radiológica, incluidos monitores fijos o móviles, para asegurar una monitorización radiológica adecuada en los estados operacionales y, en la medida en que sea factible, en

condiciones de accidente. Debido a la amplia gama de tipos de radiación y de formas físicas y químicas que pueden tener los materiales radiactivos, el tipo de monitor que deba emplearse (tanto fijo como móvil) será determinado por personal de protección radiológica debidamente cualificado.

### **Control de la contaminación**

9.99. La propagación de la contaminación radiactiva se controlará y se reducirá al mínimo que sea razonablemente posible alcanzar. Se restringirá el acceso a las zonas donde los niveles de contaminación puedan dar lugar a que los trabajadores reciban dosis altas, y el nivel de control aplicado será proporcionado al peligro [2]. Se prestará gran atención al confinamiento de los polvos radiactivos finos y las soluciones acuosas que contengan torio, plutonio, uranio enriquecido u otros concentrados radiactivos.

9.100. Durante la explotación (comprendidas las intervenciones de mantenimiento), la exposición interna se controlará mediante medidas tanto físicas como administrativas, limitando en la medida de lo posible la necesidad de equipo de protección del personal. Se preverá un nivel adecuado de ventilación y/o protección respiratoria para proteger al personal y controlar la propagación de la contaminación cuando se abran equipos y contenedores en que haya materiales radiactivos, como los cilindros de UF<sub>6</sub>.

9.101. En particular, cuando haya una probabilidad de exposición que no pueda limitarse por diseño, se dotará a los trabajadores de equipo de protección personal que los proteja de los peligros que se puedan plantear.

### **Requisito 68: Gestión de desechos y efluentes radiactivos**

#### **La entidad explotadora establecerá y aplicará un programa de gestión de desechos y efluentes radiactivos.**

9.102. La instalación se explotará de manera que se controle y, en la medida en que sea razonablemente posible, se reduzca al mínimo la generación de desechos radiactivos de todo tipo, en términos de actividad y de volumen. En las operaciones se utilizará la jerarquía de desechos indicada en el párrafo 6.17 para facilitar la gestión de los desechos radiactivos y los desechos peligrosos conexos.

9.103. El programa de gestión de desechos incluirá, según proceda, la recogida, caracterización y clasificación de los desechos radiactivos, su procesamiento (tratamiento previo, tratamiento y acondicionamiento), transporte

y almacenamiento, la descarga de los efluentes y la disposición final de los desechos. Todas las actividades relacionadas con los desechos radiactivos y los desechos y efluentes químicos peligrosos conexos se llevarán a cabo de conformidad con el sistema de gestión. En la publicación GSR Part 5 [14] se establecen otros requisitos para la gestión previa a la disposición final de los desechos radiactivos.

9.104. Las descargas de efluentes radiactivos y los efluentes químicos peligrosos conexos se autorizarán y realizarán de conformidad con la reglamentación para la protección del público y el medio ambiente. A fin de verificar el cumplimiento de los requisitos reglamentarios aplicables, se monitorizarán las descargas y se registrarán los resultados. Se llevarán registros de la generación de desechos y efluentes, así como de la clasificación, el procesamiento, el almacenamiento y la transferencia de los desechos. Se llevará asimismo un registro apropiado de las cantidades, tipos y características de los desechos radiactivos procesados y almacenados en el emplazamiento o transferidos a instalaciones autorizadas para su procesamiento, almacenamiento o disposición final. Esta información se notificará también periódicamente al órgano regulador, de conformidad con los requisitos por él establecidos.

9.105. Se seguirán los procedimientos aprobados para la recogida, caracterización y clasificación de los desechos radiactivos y para su procesamiento, transporte y almacenamiento, así como su transferencia a una instalación de disposición final autorizada. Estas actividades se realizarán de conformidad con los requisitos que haya establecido el órgano regulador.

9.106. Cuando se tome la decisión de almacenar los desechos radiactivos hasta que se cuente con una vía de disposición final, toda la información disponible sobre la caracterización de los desechos habrá de ser recuperable.

9.107. El rigor y la frecuencia de los regímenes de muestreo y monitorización de desechos y efluentes, incluida la monitorización en origen (tan cerca como sea factible de donde se generan los desechos), se establecerán en función del posible impacto ambiental de los desechos y efluentes y aplicando un enfoque graduado.

9.108. La instalación del ciclo del combustible nuclear establecerá un programa adecuado de monitorización ambiental a fin de controlar los radionucleidos presentes en el medio ambiente (debido a las emisiones programadas y no programadas) y evaluar su impacto ambiental. El programa de monitorización ambiental abarcará, entre otras cosas:



- a) la determinación de las condiciones de fondo y los datos de referencia antes del comienzo de la explotación;
- b) el establecimiento de niveles de actuación y de límites anuales para los efluentes a fin de proteger al público y el personal (p. ej., límites de concentración anual derivados) o de límites anuales de descarga de efluentes, así como del muestreo ambiental;
- c) el establecimiento de estaciones de monitorización ambiental locales y en campo próximo para monitorizar las aguas superficiales, las aguas subterráneas, el suelo y la biota;
- d) el mantenimiento de registros, entre otras cosas de los derrames y emisiones, así como de los resultados de las auditorías e inspecciones.

## PROGRAMAS DE SEGURIDAD OPERACIONAL

### **Requisito 69: Protección contra incendios y explosiones**

**La entidad explotadora dispondrá lo necesario para garantizar la protección contra incendios y explosiones.**

9.109. Las disposiciones que adopte la entidad explotadora para garantizar la seguridad contra incendios permitirán: gestionar adecuadamente la seguridad contra incendios; prevenir el inicio de incendios; detectar y extinguir rápidamente los incendios que se declaren; impedir la propagación de los incendios que no se hayan extinguido (p. ej., mediante la zonificación antiincendios de la instalación, con cortafuegos adecuados entre las zonas), y proporcionar una protección contra incendios suficiente para poder poner la instalación en un estado seguro y estable. Estas disposiciones incluirán, entre otras cosas:

- a) la aplicación del principio de defensa en profundidad;
- b) el control de los materiales combustibles y las fuentes de ignición;
- c) la inspección, el mantenimiento y el ensayo de medidas de protección contra incendios;
- d) el establecimiento de medios para la extinción de incendios en la instalación;
- e) el establecimiento de una capacidad de respuesta a emergencias y una capacidad de lucha contra incendios en el emplazamiento que sean proporcionadas al tamaño, la complejidad y la diversidad del emplazamiento y al potencial de peligro de la instalación.
- f) la asignación de responsabilidades y la capacitación y ejercitación del personal;

- g) la evaluación de los efectos de las modificaciones en las medidas de seguridad contra incendios.

9.110. Las disposiciones para garantizar la seguridad contra incendios serán compatibles con las disposiciones de seguridad nuclear y radiológica. Junto con los problemas de seguridad contra incendios convencionales propios de una instalación industrial, se evaluarán las cuestiones de seguridad contra incendios relacionadas con el material radiactivo y los materiales químicos conexos (p. ej., para el uranio metálico y las aleaciones de circonio en polvo, y para evitar la exposición de los materiales pirofóricos al aire).

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

9.112. La entidad explotadora realizará exámenes periódicos de la seguridad contra incendios. Dichos exámenes incluirán evaluaciones de la vulnerabilidad al fuego de los sistemas de seguridad; modificaciones de la aplicación de la defensa en profundidad; modificaciones de la capacidad de lucha contra incendios; el control de los materiales inflamables; el control de las fuentes de ignición; el mantenimiento; el ensayo, y el estado de preparación del personal. Dado que el tiempo de respuesta es fundamental para la extinción en caso de incendio o explosión, el grupo de operaciones recibirá periódicamente una capacitación adecuada en la lucha contra incendios, y se realizarán simulacros y ejercicios a intervalos regulares.

9.113. La posibilidad de incendio o explosión, el control de las fuentes de ignición y de los materiales potencialmente combustibles y el peligro de reacciones se tendrán en cuenta en todas las operaciones, incluidas las de mantenimiento.

9.114. Una respuesta inapropiada a un incendio o explosión en la instalación podría agravar las consecuencias del suceso (p. ej., por los peligros radiológicos, incluida la criticidad, y los peligros químicos). La entidad explotadora organizará la capacitación específica de los bomberos y servicios de socorro externos.

9.115. Se tomarán en consideración los efectos de un incendio en los cilindros y los tanques que contengan materiales peligrosos (como hidrógeno, propano o UF<sub>6</sub>).

## **Requisito 70: Gestión de la seguridad industrial y química**

**La entidad explotadora establecerá y aplicará un programa para controlar los riesgos relacionados con los peligros industriales y químicos a que estén expuestos los trabajadores y el público y mantendrá los riesgos tan bajos como sea razonablemente posible.**

9.116. El programa de seguridad industrial y química incluirá disposiciones para la planificación, la aplicación, la monitorización y el examen de las medidas de prevención y protección pertinentes, y será compatible con los requisitos de seguridad nuclear y radiológica. Todo el personal, incluidos los trabajadores, los suministradores, los contratistas y los visitantes, recibirá capacitación apropiada para que tenga el conocimiento y la conciencia necesarios sobre la seguridad industrial y química y su interrelación con la seguridad nuclear y radiológica, y cumplirá las normas y prácticas de seguridad establecidas. La entidad explotadora brindará apoyo, orientación y asistencia al personal en relación con los peligros industriales y químicos.

9.117. En particular:

- mediante la aplicación de los procedimientos aprobados y la monitorización, se velará por que la concentración en el aire de gases peligrosos (como el hidrógeno o el flúor) esté por debajo de los límites establecidos, con un margen adecuado.
- el personal de operación y de mantenimiento recibirá periódicamente una capacitación adecuada sobre los peligros convencionales.
- se efectuarán simulacros a intervalos regulares.

## **Requisito 71: Programa de gestión de accidentes operacionales**

**La entidad explotadora establecerá un programa de gestión de accidentes basado en los resultados del análisis de seguridad.**

9.118. Se elaborará un programa de gestión de accidentes que abarque las medidas preparatorias y contenga directrices para reducir el riesgo de accidentes y, si se produce un accidente, para poner nuevamente la instalación en un estado controlado en el que pueda mantenerse en condiciones de seguridad. El programa de gestión de accidentes tendrá en cuenta los peligros químicos relacionados con las actividades nucleares. El programa establecerá las disposiciones organizativas para la gestión de los accidentes e incluirá también disposiciones sobre la comunicación y la capacitación necesaria para su propia aplicación.

9.119. El programa de gestión de accidentes determinará la instrumentación que pueda ser necesaria para monitorizar el estado de la instalación y el nivel de gravedad de un accidente, y el equipo que se empleará para controlar un accidente o mitigar sus consecuencias.

## **Requisito 72: Preparación para emergencias**

### **La entidad explotadora establecerá disposiciones para la preparación y respuesta en el emplazamiento en caso de emergencia nuclear o radiológica.**

9.120. La entidad explotadora establecerá y mantendrá disposiciones para la preparación y respuesta en el emplazamiento en caso de emergencia nuclear o radiológica en las instalaciones o actividades que estén bajo su responsabilidad, de conformidad con los requisitos aplicables [6]. Dichas disposiciones serán proporcionadas a los peligros reconocidos y a las posibles consecuencias para la instalación del ciclo del combustible nuclear, y tendrán en cuenta los peligros no radiológicos conexos, incluidos los peligros químicos.

9.121. Las disposiciones de emergencia proporcionarán a la entidad explotadora la capacidad de responder eficazmente a una emergencia nuclear o radiológica en la instalación del ciclo del combustible nuclear al objeto de mitigar las consecuencias de los accidentes, si se llegasen a producir. Las disposiciones de emergencia incluirán, entre otras cosas, los arreglos necesarios para: la pronta declaración de una emergencia; la inmediata notificación, alerta al personal de respuesta y activación de la respuesta a emergencias; la evaluación de la situación y la aplicación de las medidas protectoras y otras medidas de respuesta necesarias en el emplazamiento, y la coordinación de las medidas de respuesta y la comunicación con las autoridades pertinentes. Las disposiciones de preparación y respuesta para casos de emergencia se basarán en la categoría de preparación para emergencias de la instalación, según se establece en la publicación GSR Part 7 [6].

9.122. La entidad explotadora elaborará las disposiciones de emergencia de conformidad con los requisitos aplicables [6] y establecerá los planes de emergencia y la estructura organizativa que sean necesarios, asignando la autoridad y las responsabilidades para gestionar la respuesta a una emergencia. Cuando proceda, la entidad explotadora se coordinará con las organizaciones de respuesta externas para elaborar disposiciones de emergencia dentro y fuera del emplazamiento que sean coherentes entre sí y que se puedan ejecutar con prontitud y gestionar eficazmente. Las disposiciones tomarán en consideración las emergencias que atañan a múltiples lugares.

9.123. El plan de emergencia estará sujeto a la aprobación del órgano regulador, según proceda, y se pondrá a prueba en un ejercicio antes de introducir material radiactivo en la instalación.

9.124. El plan de emergencia abarcará todas las funciones que esté previsto llevar a cabo en una emergencia, conforme a lo indicado en la sección 5 de la publicación GSR Part 7 [6] y con arreglo a un enfoque graduado. Los procedimientos de emergencia se basarán en los accidentes examinados en el informe de análisis de la seguridad, y en los que se hayan postulado adicionalmente a los efectos de la planificación para casos de emergencia, de conformidad con los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 7 [6].

9.125. En los emplazamientos en que existan peligros de criticidad y peligros químicos registrarán requisitos específicos. Se establecerán disposiciones para determinar las personas que hayan resultado más afectadas por un accidente, lo que incluirá una evaluación rápida de la dosis individual que pueda haberse recibido a causa de la criticidad, y se dispondrá también de productos químicos para neutralizar los peligros químicos relacionados con los materiales radiactivos y mitigar los efectos químicos. En estas instalaciones se impartirá capacitación en la mitigación de los efectos químicos y en la detección de la sobreexposición.

9.126. Las disposiciones de emergencia incluirán, según sea necesario, un plan de preparación y respuesta para el caso de una emergencia nuclear o radiológica que se produzca simultáneamente con una emergencia que entrañe peligros no radiológicos, por ejemplo para el caso de un incendio que se acompañe de niveles de radiación o contaminación significativos, o de una emisión de gases tóxicos y/o asfixiantes que se acompañe de radiación o contaminación, teniendo en cuenta las condiciones específicas del emplazamiento. En particular:

- a) Se establecerán disposiciones de emergencia para los accidentes de criticidad, las emisiones de materiales peligrosos (tanto radiactivos como químicos), los incendios y explosiones, y la pérdida de servicios (p. ej., del suministro de energía eléctrica y de los refrigerantes).
- b) En caso de incendio o de emisión de materiales peligrosos (p. ej., de  $UF_6$ ), las medidas adoptadas o el medio utilizado para responder a la emergencia no dará lugar a un suceso de criticidad ni agravará el peligro químico.
- c) En la respuesta a una emergencia, se prestará atención inmediata, según proceda, a:
  - la toxicidad química del  $UF_6$  y de los productos de su reacción ( $HF$  y  $UO_2F_2$ ), que primará sobre la radiotoxicidad del uranio;

— la progresión rápida, con un período de gracia limitado, de algunos escenarios que dan lugar a consecuencias toxicológicas o a la contaminación por materiales radiactivos solubles.

9.127. El personal de operación actuará rápidamente de conformidad con los procedimientos establecidos para responder a una emergencia. El plan de emergencia especificará el apoyo de diversos servicios de emergencia externos que deberá obtenerse en el emplazamiento para la respuesta a una emergencia y los medios para hacerlo, que dependerán de la índole y magnitud de la emergencia.

9.128. La entidad explotadora determinará los conocimientos, habilidades y capacidades que deberán tener distintos integrantes de los grupos internos del emplazamiento para la respuesta a una emergencia, que incluirán a las personas que tengan responsabilidades respecto de las operaciones de la instalación.

9.129. Se establecerá y aplicará un programa de capacitación en la preparación y respuesta para casos de emergencia de conformidad con los requisitos enunciados en la publicación GSR Part 7 [6]. El programa garantizará que el personal de la instalación y, cuando sea necesario, el personal de otras organizaciones de respuesta, posea los conocimientos, habilidades y capacidades indispensables para una respuesta eficaz en condiciones de emergencia. Todo el personal que participe en la respuesta a una emergencia deberá ser instruido, capacitado y readiestrado periódicamente en el desempeño de sus funciones en la respuesta a emergencias.

9.130. Se elaborarán y ejecutarán programas de ejercicios de conformidad con lo dispuesto en la publicación GSR Part 7 [6]. Los ejercicios se llevarán a cabo a intervalos adecuados, y, en la medida en que sea factible, participarán en ellos todas las personas que hayan de desempeñar alguna función en la respuesta a una emergencia. Los ejercicios se evaluarán, y las enseñanzas que se desprendan de ellos se utilizarán para revisar las disposiciones de emergencia establecidas, según sea necesario.

9.131. El plan y los procedimientos de emergencia se examinarán periódicamente y se revisarán, cuando sea necesario, para incorporar la retroinformación sobre la experiencia y otros cambios (p. ej., en los datos de contacto del personal de emergencias).

9.132. Las instalaciones, los instrumentos, las herramientas, el equipo, la documentación y los sistemas de comunicación que se emplearán en una

emergencia se mantendrán disponibles y en un estado que permita su uso efectivo en cualquiera de las condiciones de emergencia postuladas [6].

### **Requisito 73: Retroinformación sobre la experiencia operacional**

**La entidad explotadora establecerá un programa para aprender de los sucesos que ocurran en la instalación y en otras instalaciones del ciclo del combustible nuclear, así como en la industria nuclear del mundo entero.**

9.133. La entidad explotadora notificará, recopilará, cribará, analizará, examinará para determinar las tendencias, documentará y dará a conocer la experiencia operacional en la instalación de forma sistemática. Asimismo, obtendrá y evaluará la información disponible sobre la experiencia operacional pertinente en otras instalaciones nucleares, a fin de extraer enseñanzas que incorporará en sus propias operaciones, incluidas sus disposiciones para las emergencias. Fomentará también el intercambio de experiencias en el marco de sistemas nacionales e internacionales para obtener retroinformación sobre la experiencia operacional. Estas actividades se llevarán a cabo de conformidad con el sistema de gestión.

9.134. Se investigarán los sucesos que tengan consecuencias importantes para la seguridad, a fin de determinar sus causas directas y fundamentales, incluidas las que se relacionen con el diseño, el funcionamiento y el mantenimiento del equipo, o con los factores humanos y organizativos. Los resultados de estos análisis se incorporarán, según proceda, en los programas de capacitación pertinentes y se utilizarán para revisar los procedimientos e instrucciones.

9.135. Cuando sea el caso, la información sobre los sucesos que revistan importancia para la seguridad, incluidas las investigaciones que puedan llevarse a cabo sobre dichos sucesos y las medidas correctivas previstas, se notificará al órgano regulador y se dará a conocer al personal de la entidad explotadora.

9.136. La información sobre la experiencia operacional se examinará para determinar los posibles precursores de las condiciones adversas para la seguridad, o las tendencias observadas en esas condiciones, a fin de poder adoptar las medidas correctivas necesarias antes de que se produzcan situaciones graves.

9.137. Cuando proceda, la entidad explotadora mantendrá un enlace con las organizaciones de apoyo que hayan participado en el diseño de la instalación (fabricantes, organizaciones de investigación y autores del diseño), a fin de darles retroinformación sobre la experiencia operacional y, si fuese preciso, obtener asesoramiento en caso de que se produzcan fallos en el equipo u otros sucesos.

## 10. PREPARACIÓN PARA LA CLAUSURA

### Requisito 74: Plan de clausura

**La entidad explotadora preparará un plan de clausura y lo mantendrá durante toda la vida de la instalación, a menos que el órgano regulador apruebe otra cosa, para demostrar que la clausura se podrá llevar a cabo en condiciones de seguridad y de forma que se alcance el estado final definido.**

10.1. En el caso de una instalación nueva, la planificación de la clausura comenzará en la etapa de diseño. El plan de clausura se actualizará cuando se produzcan cambios en los requisitos reglamentarios, modificaciones, adelantos tecnológicos, cambios en la necesidad de realizar actividades de clausura y cambios en las políticas nacionales. Todas las actividades operacionales realizadas en la instalación, con inclusión del mantenimiento, la inspección y los ensayos periódicos, las modificaciones y los experimentos, se llevarán a cabo de modo que se facilite la clausura final [8].

10.2. En el caso de algunas instalaciones del ciclo del combustible nuclear existentes, la necesidad de su clausura final no se tuvo en cuenta en el diseño. Para estas instalaciones se preparará un plan que garantice la seguridad durante todo el proceso de clausura. El plan de clausura será examinado por el comité de seguridad, y antes de que den comienzo las actividades de clausura se someterá al examen del órgano regulador. La documentación de la instalación se mantendrá actualizada, y se registrará la información sobre la experiencia con la manipulación de elementos contaminados o irradiados durante el mantenimiento o las modificaciones de la instalación, a fin de facilitar la planificación de la clausura.

10.3. El plan de clausura incluirá una evaluación de uno o más enfoques de la clausura que sean apropiados para la instalación y cumplan los requisitos del órgano regulador.

10.4. Al elaborar el plan de clausura se examinarán los aspectos del diseño de la instalación que puedan facilitar la clausura, y todos los aspectos de la explotación de la instalación que sean importantes para esa etapa. Entre ellos podrían figurar la contaminación cuya limpieza se haya aplazado hasta la clausura de la instalación, y toda modificación que no se haya documentado íntegramente. El plan abarcará todas las etapas que conduzcan a la terminación definitiva de la clausura hasta el punto en que la seguridad pueda garantizarse con una vigilancia



mínima o nula. Estas etapas podrán incluir el almacenamiento y la vigilancia, y el uso restringido y el uso irrestricto del emplazamiento.

10.5. El plan de clausura incluirá una evaluación de las consecuencias para la seguridad que pudieran tener las actividades de clausura (p. ej., la descontaminación, el corte y la manipulación de equipos de gran tamaño y la retirada de algunos sistemas) y establecerá medidas para afrontar cualquier nuevo peligro que pueda crearse en razón de esas actividades.

10.6. El plan de clausura tendrá en cuenta la gestión previa a la disposición final (el procesamiento, almacenamiento y transporte) y la disposición final de los desechos que se generen durante la clausura. Los procedimientos de manipulación, desmantelamiento y remoción del equipo irradiado y los dispositivos experimentales que requieran un almacenamiento y su posterior disposición final se establecerán de antemano, o tan pronto como sea posible, si el equipo en cuestión ya se ha construido y estos procedimientos no se han establecido.

10.7. El plan de clausura incluirá las necesidades de personal para esa etapa, así como la capacitación y cualificación del personal que participe en las operaciones de clausura.

10.8. La responsabilidad de la entidad explotadora respecto de la instalación se extinguirá solamente cuando así lo apruebe el órgano regulador.

10.9. Las consecuencias para la seguridad que puedan tener las actividades en el período de transición entre la parada de las operaciones y la clausura, si lo hubiera, se evaluarán y gestionarán de modo que se eviten peligros indebidos y se garantice la seguridad de la instalación y el emplazamiento. Todo incidente que se produzca en la instalación durante este período se tendrá en cuenta al actualizar el plan de clausura. Se evaluarán las consecuencias para la seguridad que pueda tener una parada prolongada antes de la clausura o una interrupción prolongada del calendario de clausura. A este respecto, véase la publicación GSR Part 6 [8].

10.10. El material radiactivo procedente de la limpieza postoperacional se recuperará y reutilizará en la medida en que sea razonablemente posible. Se adoptarán arreglos alternativos de disposición final para los efluentes que, durante la explotación, se hayan reciclado como parte del proceso.

10.11. En el plan de clausura se establecerán medidas para garantizar la seguridad con respecto a la criticidad durante las operaciones de clausura, lo que incluirá,

cuando corresponda, la garantía de la subcriticidad en el desmantelamiento del equipo cuya criticidad esté controlada por la geometría.

10.12. Al aplicar las medidas de clausura, comprendido el desmantelamiento del equipo que se haya utilizado para procesar materiales fisibles (p. ej., las vasijas y las cajas de guantes), se adoptarán procedimientos para velar por que se mantenga el control de la criticidad.

10.13. Se garantizará la seguridad con respecto a la criticidad en el almacenamiento temporal de los desechos procedentes de la clausura que estén contaminados con materiales fisibles, incluidos los desechos que se hayan generado en el desmantelamiento de las cajas de guantes y su contenido.

## **11. INTERRELACIONES DE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y LA SEGURIDAD FÍSICA**

**Requisito 75: Interrelaciones de la seguridad tecnológica, la seguridad física nuclear y el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares**

**Las interrelaciones de la seguridad tecnológica, la seguridad física y el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares se gestionarán adecuadamente durante toda la vida de la instalación del ciclo del combustible nuclear. Las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física se establecerán y aplicarán de forma coordinada, de modo que no se menoscaben mutuamente.**

11.1. 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 se diseñarán y aplicarán de forma integrada, de modo que no se menoscaben mutuamente. Las recomendaciones sobre la seguridad física nuclear figuran en las referencias [19 y 20].

11.2. La entidad explotadora diseñará, aplicará y mantendrá las medidas técnicas y administrativas necesarias para gestionar las interrelaciones de la seguridad tecnológica, la seguridad física nuclear y el sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares. La entidad explotadora mantendrá la coordinación con las organizaciones nacionales que intervengan en la contabilidad y el control

de los materiales nucleares, la seguridad tecnológica y la seguridad física nuclear. La entidad explotadora velará asimismo por que exista suficiente personal capacitado que conozca estas interrelaciones, y establecerá y aplicará un sistema de gestión que integre, entre otros, los objetivos de seguridad tecnológica y de seguridad física nuclear en la medida de lo posible (véanse también la sección 4 de la presente publicación y la sección 1 de la publicación GSR Part 3 [2]).

11.3. Los requisitos generales aplicables a las interrelaciones de la seguridad tecnológica y la seguridad física en las esferas de la supervisión reglamentaria y del sistema de gestión en todas las etapas de la vida de la instalación se establecen en las publicaciones GSR Part 1 (Rev. 1) [3] y GSR Part 2 [4], respectivamente. La interrelación de la seguridad tecnológica y la seguridad física se tomará en consideración durante todas las etapas de la vida de la instalación y no solo en la selección del emplazamiento. Estos requisitos se aplicarán a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear con un uso adecuado del enfoque graduado y teniendo en cuenta la seguridad física de todos los materiales peligrosos.

11.4. Al seleccionar el emplazamiento de una instalación del ciclo del combustible nuclear se tendrán en cuenta las orientaciones sobre la seguridad física.



## Apéndice

### SELECCIÓN DE SUCESOS INICIADORES POSTULADOS PARA LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

A.1. La determinación de los sucesos iniciadores postulados se realizará de manera sistemática. Aunque algunos de los sucesos enumerados a continuación normalmente no se consideran sucesos iniciadores, si ocurren en combinación con otros pueden dar lugar a un accidente. Por ejemplo, se prestará atención a la pérdida de un servicio normal seguida de la pérdida del respaldo de emergencia, para determinar si las consecuencias serían aceptables<sup>51</sup>.

- a) Pérdida de servicios:
  - pérdida de la energía eléctrica normal;
  - pérdida del aire comprimido;
  - pérdida de la atmósfera inerte;
  - pérdida del refrigerante;
  - pérdida del sumidero final de calor.
- b) Pérdida de controles de la criticidad:
  - caída de combustible durante la manipulación;
  - pérdida de la geometría;
  - inundación;
  - pérdida de veneno neutrónico;
  - reflexión o moderación excesivas;
  - cambio de fase inesperado;
  - fallo o colapso de componentes estructurales;
  - error de mantenimiento;
  - error del sistema de control;
  - lotes de más (lote doble).
- c) Errores de procesamiento:
  - configuración incorrecta de la instalación;
  - reactivo o refrigerante insuficiente, añadido demasiado despacio o demasiado tarde;
  - reactivo o refrigerante excesivo, añadido demasiado rápido o demasiado pronto;
  - presión o flujo de gas incorrectos, ruptura de vasijas o tuberías a presión;
  - temperatura incorrecta o extrema;

---

<sup>51</sup> Por ejemplo, una caída de tensión puede hacer fallar los dispositivos en diferentes momentos.

- cambio de fase inesperado que origine criticidad o pérdida de confinamiento;
  - función de seguridad no efectuada o efectuada demasiado tarde.
- d) Fallos en la instalación y el equipo:
- pérdida de confinamiento o fuga;
  - aislamiento inadecuado de fluidos de proceso;
  - bloqueo o baipás de un filtro o columna;
  - accionamiento espurio de un elemento importante para la seguridad;
  - fallos estructurales.
- e) Errores de manipulación:
- caída de una carga peligrosa;
  - caída de una carga pesada sobre un elemento importante para la seguridad;
  - fallo a demanda de un enclavamiento de seguridad;
  - frenos inadecuados o protección inadecuada contra velocidades o cargas excesivas;
  - vía obstruida que dé lugar a una colisión;
  - fallo de un componente de izado (p. ej., de un gancho, viga o cable);
  - carga que permanece fija en el suelo al levantarla.
- f) Otros sucesos internos:
- incendios o explosiones internos;
  - inundación interna;
  - experimento fallido;
  - suceso de criticidad;
  - colisiones con el edificio de la instalación;
  - chorros de fluidos, latiguo de tuberías o misiles internos;
  - reacción química exotérmica;
  - ignición de hidrógeno acumulado;
  - fallo por corrosión;
  - pérdida de absorción de neutrones.
- g) Sucesos externos:
- terremotos (incluidos los movimientos de fallas y los deslizamientos de tierras causados por la actividad sísmica);
  - inundaciones (incluidos la ruptura de una presa aguas arriba o aguas abajo, la obstrucción de un río y los daños causados por un tsunami o por olas altas);
  - tornados y misiles proyectados por tornados;
  - tempestades de arena;
  - huracanes, tempestades y descargas eléctricas;
  - ciclones tropicales;
  - explosiones externas;

- choques de aeronaves;
- incendios externos;
- derrames tóxicos fuera de la instalación;
- accidentes en rutas de transporte;
- efectos de instalaciones adyacentes (p. ej., de instalaciones nucleares, químicas o de gestión de desechos);
- peligros biológicos tales como la corrosión microbiana y los daños estructurales o al equipo causados por roedores o insectos;
- fenómenos meteorológicos extremos;
- subidas de potencia o de tensión en la línea de suministro externa.

h) Errores humanos:

- especificación incorrecta del material entrante o transferido;
- error u omisión de un operador;
- error u omisión de mantenimiento.

A.2. Algunos de estos sucesos postulados podrían estar relacionados con incidentes de seguridad física. Las consecuencias de tales sucesos deberán evaluarse, pero la descripción de incidentes de seguridad física en un análisis de seguridad podría comportar que algunas partes del análisis tengan que ser confidenciales.





## 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] 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, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *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).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 1 (Rev. 1), OIEA, Viena (2016).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 2, OIEA, Viena (2016).
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° NS-R-3 (Rev. 1), OIEA, Viena (2017).
- [6] ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, INTERPOL, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, COMISIÓN PREPARATORIA DE LA ORGANIZACIÓN DEL TRATADO DE PROHIBICIÓN COMPLETA DE LOS ENSAYOS NUCLEARES, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, OFICINA DE COORDINACIÓN DE ASUNTOS HUMANITARIOS DE LAS NACIONES UNIDAS, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN METEOROLÓGICA MUNDIAL, *Preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 7, OIEA, Viena (2016).

- [7] 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).
- [8] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Clausura de instalaciones, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 6*, OIEA, Viena (2014).
- [9] 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).
- [10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Disposición final de desechos radiactivos, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-5*, OIEA, Viena (2012).
- [11] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, *The Interface Between Safety and Security at Nuclear Power Plants, INSAG-24*, IAEA, Vienna (2010).
- [12] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, *Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture, INSAG-15*, IAEA, Vienna (2002).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 4 (Rev. 1)*, OIEA, Viena (2016).
- [14] 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).
- [15] GRUPO INTERNACIONAL ASESOR EN SEGURIDAD NUCLEAR, *La defensa en profundidad en seguridad nuclear, INSAG-10*, OIEA, Viena (1997).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Criticality Safety in the Handling of Fissile Material, IAEA Safety Standards Series No. SSG-27*, IAEA, Vienna (2014).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, *Manual for the Classification and Prioritization of Risks due to Major Accidents in Process and Related Industries, IAEA-TECDOC-727 (Rev. 1)*, IAEA, Vienna (1996).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, *Guidelines for Integrated Risk Assessment and Management in Large Industrial Areas, IAEA-TECDOC-994*, IAEA, Vienna (1998).
- [19] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre la Protección Física de los Materiales y las Instalaciones Nucleares, (INFCIRC/225/Rev.5), Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA N° 13*, OIEA, Viena (2012).
- [20] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre Materiales Radiactivos e Instalaciones Conexas, Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA N° 14*, OIEA, Viena (2012).

## Anexo

### **CRITERIOS DE RIESGO PARA LAS INSTALACIONES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR**

A-1. Las normas de seguridad del OIEA abarcan el diseño, la construcción y la explotación de una amplia variedad de instalaciones en que se almacenan, procesan y utilizan materiales nucleares, sin dejar de reconocer que no todas las instalaciones plantean el mismo nivel de riesgo. La índole y diversidad de los procesos relacionados con las instalaciones del ciclo del combustible nuclear crean un amplio abanico de condiciones peligrosas y accidentes posibles que es necesario analizar para poder eliminar o reducir todo riesgo inaceptable. Esto puede lograrse por diseño, en el caso de una instalación nueva, mediante la modificación, cuando se trate de una instalación ya existente, o mediante la mitigación, adoptando disposiciones de procedimiento. La información sobre los riesgos se reflejará también en la planificación para casos de emergencia.

A-2. Por estos motivos, el análisis del riesgo debe efectuarse para cada instalación del ciclo del combustible nuclear por separado y actualizarse periódicamente.

A-3. El análisis de seguridad de la instalación proporcionará la información necesaria para el análisis del riesgo. Para reducir la incertidumbre, es importante que se utilicen todos los datos científicos y técnicos disponibles que sean pertinentes. A fin de evaluar las consecuencias de los accidentes para las personas y el medio ambiente, es preciso analizar los riesgos de pérdida de los controles de seguridad que afecten a una parte o la totalidad de la instalación.

A-4. Los criterios de aceptación del riesgo tendrán en cuenta los requisitos estatutarios y reglamentarios y la optimización de la protección por parte de la entidad explotadora y los autores del diseño. Los criterios pueden expresarse de distintas formas, por ejemplo estableciendo límites cualitativos o cuantitativos para las consecuencias de los accidentes, la frecuencia de los escenarios de accidente que produzcan determinadas consecuencias, y el riesgo total relacionado con la instalación o el emplazamiento. Tales límites pueden representarse mediante criterios cualitativos o en forma de diagramas de aceptabilidad como el que se muestra en la figura A-1, en que la región tolerable aparece en verde.

A-5. Se pueden utilizar diagramas semejantes para el público, los trabajadores y el medio ambiente y para distintos tipos de sucesos o peligros.

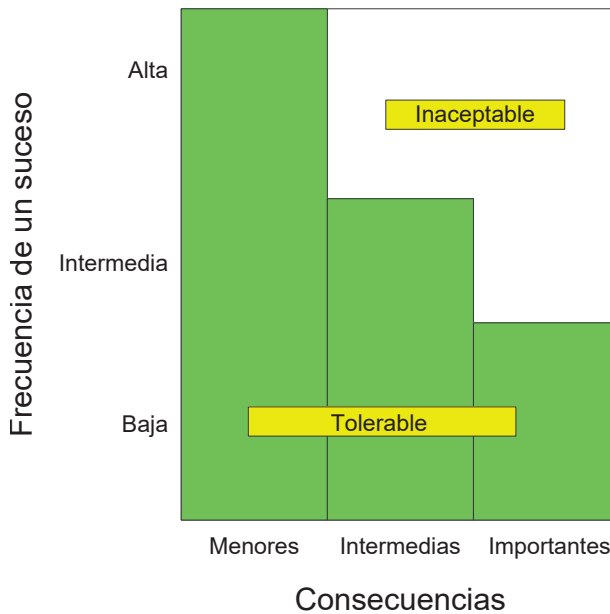


Fig. A-1. Diagrama de aceptabilidad.

A-6. El autor del diseño o la entidad explotadora podrán utilizar diagramas similares al establecer los objetivos referentes al comportamiento de estructuras, sistemas y componentes y del personal. Tales objetivos pueden servir para demostrar la contribución de distintos elementos al riesgo global.

A-7. Para las instalaciones del ciclo del combustible nuclear con los niveles más bajos de peligro o de riesgo, algunas estructuras, sistemas y componentes pueden diseñarse o modificarse utilizando procedimientos de evaluación simplificados pero conservadores. De conformidad con las prácticas nacionales, se pueden emplear los procedimientos aplicados en ciertas instalaciones no nucleares (denominadas a veces ‘instalaciones esenciales’ o ‘instalaciones peligrosas’). Las disposiciones de procedimiento habrán de incluir controles rigurosos para velar por que el nivel de peligro o de riesgo de la instalación se mantenga bajo. En estas instalaciones es posible que no sea necesario ampliar o modificar el diseño para tomar en consideración condiciones que tengan consecuencias fuera del emplazamiento.

A-8. En el caso de las instalaciones del ciclo del combustible nuclear con niveles más altos de peligro o de riesgo, algunas estructuras, sistemas y componentes

se diseñarán o modificarán utilizando procedimientos de evaluación más conservadores a fin de reducir los riesgos a niveles aceptables. Para los sucesos improbables que puedan tener consecuencias fuera del emplazamiento, se podrán utilizar métodos basados en la mejor estimación para ampliar las disposiciones que aseguren la defensa en profundidad.

A-9. En la medida en que sea viable, el rigor de las medidas y condiciones que se apliquen para controlar estos riesgos debe ser proporcionado a su probabilidad y sus posibles consecuencias. Para las instalaciones del ciclo del combustible nuclear con el nivel más alto de peligro se podrá utilizar uno de los sistemas de clasificación de la seguridad aplicables a las centrales nucleares<sup>1</sup>.

---

<sup>1</sup> INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, IAEA, Vienna (2014).



## DEFINICIONES

*Las definiciones de los términos 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-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7648/IAEA-Safety-Glossary>*

*El borrador en inglés de la versión revisada de 2016 del glosario de seguridad tecnológica del OIEA se puede consultar en la dirección*  
*<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>*

*El símbolo ⓘ indica la presencia de una nota informativa.*

**accidente base de diseño.** Accidente postulado que da lugar a condiciones de accidente previstas en el diseño de la instalación con arreglo a los criterios de diseño establecidos y a una metodología conservadora, y en que las emisiones de materiales radiactivos se mantienen dentro de límites aceptables.

**condiciones adicionales de diseño.** Condiciones de accidente postuladas que no se prevén para los accidentes base de diseño, pero que se tienen en cuenta en el proceso de diseño de la instalación de conformidad con la metodología de la mejor estimación, y en que las emisiones de materiales radiactivos se mantienen dentro de límites aceptables.

**condiciones de accidente.** Alteraciones del funcionamiento normal que son menos frecuentes y más graves que los incidentes operacionales previstos. Las condiciones de accidente comprenden los accidentes base de diseño y las condiciones adicionales de diseño.

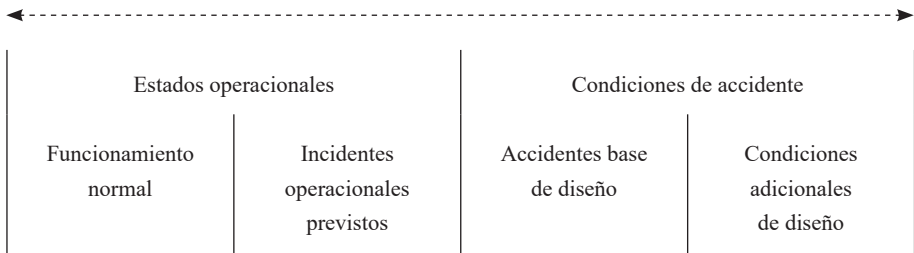
**efecto de corte abrupto.** Situación anormal grave causada por una transición abrupta de un estado de la instalación a otro tras una pequeña desviación de un parámetro o una pequeña variación en un valor de entrada.

ⓘ En una instalación del ciclo del combustible nuclear, un efecto de corte abrupto es un caso de comportamiento anormal grave de la instalación causado por una transición abrupta de un estado de la instalación a otro tras una pequeña desviación de un parámetro de la instalación, y

por lo tanto una variación importante y repentina de las condiciones de la instalación en respuesta a una pequeña variación en un parámetro de entrada.

**estado controlado.** Estado de la instalación, 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.

**estados de la instalación (considerados en el diseño).**



**estado seguro.** Estado de la instalación, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en el que la instalación del ciclo del combustible nuclear se encuentra en estado subcrítico y las funciones principales de seguridad pueden cumplirse y mantenerse estables durante un período prolongado.

**puntos de tarado del sistema de seguridad.** Valores ajustables de los niveles a los que los sistemas de seguridad se activan automáticamente en caso de incidentes operacionales previstos o accidentes base de diseño, para evitar que se rebasen los límites de seguridad.



## COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN

Carr, V.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Faraz, Y.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Gater, R.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Glazbrook, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Khotylev, V.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Lecinana, A.	CONUAR S.A. (Argentina)
Nepeypivo, M.	Centro Científico y Tecnológico de Seguridad Nuclear y Radiológica (Federación de Rusia)
Nocture, P.	AREVA S.A. (Francia)
Shokr, A. M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Takanashi, M.	Autoridad de Reglamentación Nuclear (Japón)
Ueda, Y.	Autoridad de Reglamentación Nuclear (Japón)
Westermeier, E.	Bundesamt für Strahlenschutz (Alemania)





# 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](mailto:kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de) • Sitio web: [www.goethebuch.de](http://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](mailto:order@renoufbooks.com) • Sitio web: [www.renoufbooks.com](http://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](mailto:orders@rowman.com) • Sitio web: [www.rowman.com/bernan](http://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](mailto:orders@rowman.com) • Sitio web: [www.rowman.com/bernan](http://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](mailto:orders@renoufbooks.com) • Sitio web: [www.renoufbooks.com](http://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](mailto:secnrs@secnrs.ru) • Sitio web: [www.secnrs.ru](http://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](mailto:formedit@formedit.fr) • Sitio web: [www.form-edit.com](http://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](mailto:alliedpl@vsnl.com) • Sitio web: [www.alliedpublishers.com](http://www.alliedpublishers.com)

### **Bookwell**

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA

Teléfono: +91 11 2760 1283/4536

Correo electrónico: [bkwell@nde.vsnl.net.in](mailto:bkwell@nde.vsnl.net.in) • Sitio web: [www.bookwellindia.com](http://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](mailto:info@libreriaaeiou.eu) • Sitio web: [www.libreriaaeiou.eu](http://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](mailto:bookimport@maruzen.co.jp) • Sitio web: [www.maruzen.co.jp](http://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](mailto:nakup@suweco.cz) • Sitio web: [www.suweco.cz](http://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 26007 22529

Correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org) • Sitio web: [www.iaea.org/books](http://www.iaea.org/books)



# **Seguridad mediante las normas internacionales**

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA**

**ISBN 978-92-0-305418-8**

**ISSN 1020-5837**