

Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

Seguridad de las centrales nucleares: Diseño

Requisitos de Seguridad Específicos

Nº SSR-2/1 (Rev. 1)



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Y PUBLICACIONES CONEXAS

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

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

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

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

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

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* y un informe de situación sobre las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA en la dirección: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria.

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la utilización de las normas (por ejemplo, si se han utilizado como base de los reglamentos nacionales, para realizar exámenes de la seguridad o para impartir cursos de capacitación), con el fin de asegurar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. Se puede hacer llegar la información a través del sitio del OIEA o por correo postal a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico a la dirección: Official.Mail@iaea.org.

PUBLICACIONES CONEXAS

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

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

Existen asimismo otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad, como las relativas a la **preparación y respuesta para casos de emergencia**, los **informes sobre evaluación radiológica**, los **informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), los **informes técnicos** y los **documentos TECDOC**. El OIEA publica asimismo informes sobre accidentes radiológicos, manuales de capacitación y manuales prácticos, así como otras obras especiales relacionadas con la seguridad.

Las publicaciones relacionadas con la seguridad física aparecen en la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

La *Colección de Energía Nuclear del OIEA* comprende publicaciones de carácter informativo destinadas a fomentar y facilitar la investigación, el desarrollo y la aplicación práctica de la energía nuclear con fines pacíficos. Incluye informes y guías sobre la situación y los adelantos de las tecnologías, así como experiencias, buenas prácticas y ejemplos prácticos en relación con la energía nucleoelectrónica, el ciclo del combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos y la clausura.

SEGURIDAD
DE LAS CENTRALES NUCLEARES:
DISEÑO

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

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

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

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° SSR-2/1 (Rev. 1)

SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES: DISEÑO

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, 2017

DERECHOS DE AUTOR

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

Dependencia de Mercadotecnia y Venta
Sección Editorial
Organismo Internacional de Energía Atómica
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Viena, Austria
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
correo electrónico: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© OIEA, 2017

Impreso por el OIEA en Austria
Agosto de 2017
STI/PUB/1715

SEGURIDAD
DE LAS CENTRALES NUCLEARES:
DISEÑO
OIEA, VIENA, 2017
STI/PUB/1715
ISBN 978-92-0-312916-9
ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

de Yukiya Amano
Director General

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

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

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

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

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

PREFACIO

El accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi del Japón se produjo tras el gran terremoto y tsunami del Japón oriental ocurrido el 11 de marzo de 2011. En respuesta al accidente de Fukushima Daiichi¹, se elaboró el Plan de Acción del OIEA sobre Seguridad Nuclear (GOV/2011/59-GC(55)/14), que fue aprobado por la Junta de Gobernadores y refrendado por la Conferencia General del OIEA en septiembre de 2011 (GC(55)/RES/9). En él se incluye una medida titulada “Examinar y fortalecer las normas de seguridad del OIEA y mejorar su aplicación”.

Esa medida exhortaba a la Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS) y a la Secretaría del OIEA a examinar, y revisar, cuando fuera necesario, las normas de seguridad pertinentes del OIEA, siguiendo un orden de prioridad, e instaba a los Estados Miembros a utilizar las normas de seguridad del OIEA con la mayor amplitud y eficacia posibles.

Este examen abarcó, entre otras temas, la estructura reguladora, la preparación y respuesta para casos de emergencia, y aspectos relacionados con la seguridad e ingeniería nucleares (selección y evaluación del emplazamiento, evaluación de los peligros naturales extremos, comprendidos sus efectos combinados, gestión de accidentes muy graves, apagón de la central, pérdida del sumidero de calor, acumulación de gases explosivos, comportamiento del combustible nuclear y seguridad del almacenamiento de combustible gastado).

En 2011 la Secretaría inició el examen de las publicaciones de la categoría de Requisitos de Seguridad de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* sobre la base de la información disponible acerca del accidente de Fukushima Daiichi, incluidos dos informes del Gobierno del Japón publicados en junio y septiembre de 2011, el informe de la misión investigadora internacional de expertos del OIEA realizada en el Japón del 24 de mayo al 2 de junio de 2011, y una carta del Presidente del Grupo Internacional de Seguridad Nuclear (INSAG) dirigida al Director General de fecha 26 de julio de 2011. La Secretaría examinó con carácter prioritario las publicaciones de la categoría de Requisitos de Seguridad aplicables a las centrales nucleares y al almacenamiento del combustible gastado.

El examen consistió en primer lugar en un análisis exhaustivo de las conclusiones de esos informes. A la luz de los resultados de este análisis, las publicaciones de la categoría de Requisitos de Seguridad se examinaron

¹ Para obtener más información, véase ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *El accidente de Fukushima Daiichi: Informe del Director General*, OIEA, Viena (2015).

seguidamente de manera sistemática para decidir si convenía enmendarlas a fin de reflejar dichas conclusiones.

Sobre esa base, la CSS aprobó en su reunión de octubre de 2012 una propuesta para llevar a cabo un proceso de revisión por enmienda de las cinco publicaciones de la categoría de Requisitos de Seguridad siguientes: *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad (Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 1, 2010)*, *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades (GSR Part 4, 2010)*, *Seguridad de las centrales nucleares: Diseño (SSR-2/1, 2012)*; *Seguridad de las centrales nucleares: Puesta en servicio y explotación (SSR-2/2, 2012)*; y *Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares (NS-R-3, 2010)*.

Al preparar el proyecto de texto de las enmiendas propuestas para estas cinco normas de seguridad en 2012 y 2013, se tuvieron en cuenta aportaciones adicionales, entre ellas las conclusiones de las reuniones de expertos internacionales del OIEA y las presentaciones realizadas en la Segunda Reunión Extraordinaria de las Partes Contratantes en la Convención sobre Seguridad Nuclear en agosto de 2012. También se analizaron varios informes nacionales y regionales.

Tras examinar los requisitos de seguridad, la conclusión de la Comisión, recogida en una carta del Presidente de la CSS al Director General de fecha 6 de enero de 2014, fue que:

“el examen ha confirmado hasta la fecha la idoneidad de los actuales requisitos de seguridad. En el examen no se encontró ninguna deficiencia importante y solo se propusieron unas pocas enmiendas destinadas a fortalecer los requisitos y facilitar su aplicación. La CSS estima que las normas de seguridad del OIEA deberían mejorarse, principalmente mediante el proceso de examen y revisión bien establecido que se ha venido utilizando durante algunos años. Al mismo tiempo, los miembros de la CSS destacaron que la base del examen y la revisión de las normas de seguridad del OIEA no debería limitarse a las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Daiichi. Esa base debería abarcar también la experiencia operacional adquirida en otros lugares, así como la información obtenida de los adelantos que se han producido en la esfera de la investigación y el desarrollo. La CSS recalcó además la necesidad de prestar mayor atención a la aplicación de las normas de seguridad del OIEA por y en los Estados Miembros.”

Los proyectos de enmienda fueron examinados por la Secretaría en reuniones de consultores, así como por el Comité sobre Normas de Seguridad Nuclear, el Comité sobre Normas de Seguridad Radiológica, el Comité sobre

Normas de Seguridad en el Transporte y el Comité sobre Normas de Seguridad de los Desechos en el primer semestre de 2013. Los proyectos también se presentaron para información al Comité de Orientación sobre Seguridad Física Nuclear en 2013. A continuación los proyectos de enmienda se presentaron a los Estados Miembros del OIEA para que formularan observaciones y se revisaron en reuniones de consultores a la luz de las observaciones recibidas. Posteriormente las enmiendas propuestas fueron aprobadas por los cuatro comités sobre normas de seguridad en sus reuniones de junio y julio de 2014, y fueron suscritas por la CSS en su reunión de noviembre de 2014.

Las revisiones de la publicación SSR-2/1 guardan relación con las esferas principales siguientes:

- la prevención de accidentes muy graves mediante el fortalecimiento de la base de diseño de la central;
- la prevención de consecuencias radiológicas inaceptables de un accidente muy grave para el público y el medio ambiente;
- la mitigación de las consecuencias de un accidente muy grave para evitar o reducir al mínimo la contaminación radiactiva fuera del emplazamiento;

Se han enmendado párrafos concretos como se describe a continuación. Se han añadido párrafos nuevos que están señalados con una letra mayúscula (A, B, ...). Además, se indica en el texto si se ha eliminado un párrafo.

En esta edición revisada se han enmendado o añadido los requisitos y párrafos siguientes: 2.13, 4.13A, 5.1, Requisito 17, 5.15A, 5.15B, 5.17, 5.18, 5.20, 5.21, 5.21A, 5.22, Requisito 19, 5.27, 5.28, 5.31, 5.31A, 5.55, Requisito 33, 5.63, 5.73, 5.75, 5.76, Requisito 53, 6.19A, 6.19B, 6.28A, 6.28B, 6.39, 6.40A, Requisito 67, 6.42, Requisito 68, 6.43, 6.44A, 6.44B, 6.44C, 6.44D, 6.45A, 6.68 y 6.68A. También fueron necesarias algunas modificaciones de carácter editorial.

Se puede solicitar al OIEA (Safety.Standards@iaea.org) un cuadro con esas modificaciones.

En su sesión del 2 de marzo de 2015, la Junta estableció como norma de seguridad del OIEA —de conformidad con el Artículo III.A.6 del Estatuto del OIEA— el proyecto de esta publicación de Requisitos de Seguridad revisada, y autorizó al Director General a promulgar estos requisitos de seguridad revisados y a publicarlos como documento de Requisitos de Seguridad de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*.

La quincuagésima novena reunión de la Conferencia General del OIEA, en septiembre de 2015, alentó a los Estados Miembros a aplicar medidas a nivel nacional, regional e internacional para garantizar la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos, así como la preparación para emergencias, teniendo plenamente en cuenta las normas de seguridad del OIEA;

pidió al OIEA que examinara constantemente, reforzara y aplicara de la manera más amplia y eficaz posible las normas de seguridad del OIEA; y apoyó a la CSS y los comités sobre normas de seguridad en su examen de las normas de seguridad pertinentes a la luz del accidente de Fukushima Daiichi, así como de las enseñanzas señaladas en el informe del OIEA sobre el accidente de Fukushima Daiichi¹.

La Conferencia General pidió a la Secretaría:

“que sig[uiera] cooperando estrechamente con el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR), la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) y otras organizaciones pertinentes en la elaboración de normas de seguridad que comprendan, entre otras cosas, la protección del medio ambiente”.

La quincuagésima novena reunión de la Conferencia General del OIEA también alentó a los Estados Miembros a hacer uso de las normas de seguridad del OIEA en sus programas nacionales de reglamentación, según convenga, y tomó nota de la necesidad de revisar periódicamente la reglamentación y las orientaciones nacionales tomando como ejemplo las normas y orientaciones establecidas internacionalmente, y de informar sobre los progresos logrados en foros internacionales apropiados, como las reuniones de examen de conformidad con lo dispuesto en las convenciones sobre seguridad pertinentes.

La Conferencia General alentó además a los Estados Miembros a asegurar la realización de autoevaluaciones periódicas de su seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos a escala nacional, así como de la preparación para emergencias, utilizando los instrumentos de autoevaluación del OIEA y teniendo en cuenta las normas de seguridad del OIEA pertinentes.

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

ANTECEDENTES

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

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

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

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

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

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

LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

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

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

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

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

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

Nociones Fundamentales de Seguridad

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

Requisitos de Seguridad

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

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

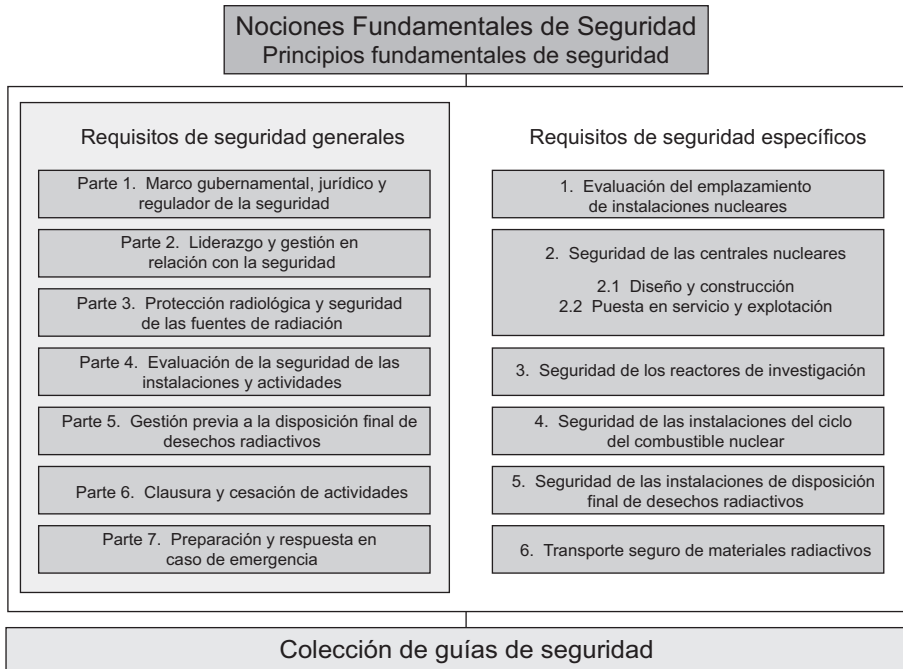


Fig. 1. Estructura a largo plazo de la Colección de Normas de Seguridad del OIEA

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

Guías de Seguridad

Las guías de seguridad ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad, lo que indica un consenso internacional en el sentido de que es necesario adoptar las medidas recomendadas (u otras medidas equivalentes). Las guías de seguridad contienen ejemplos de buenas prácticas internacionales y dan cuenta cada vez más de las mejores prácticas que existen para ayudar a los usuarios que tratan de alcanzar altos grados de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las guías de seguridad se emplean formas verbales condicionales.

APLICACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

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

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

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

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

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

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

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

PROCESO DE ELABORACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

En la elaboración y el examen de las normas de seguridad participan la Secretaría del OIEA y cinco comités de normas de seguridad, que se ocupan de la preparación y respuesta para casos de emergencia (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).

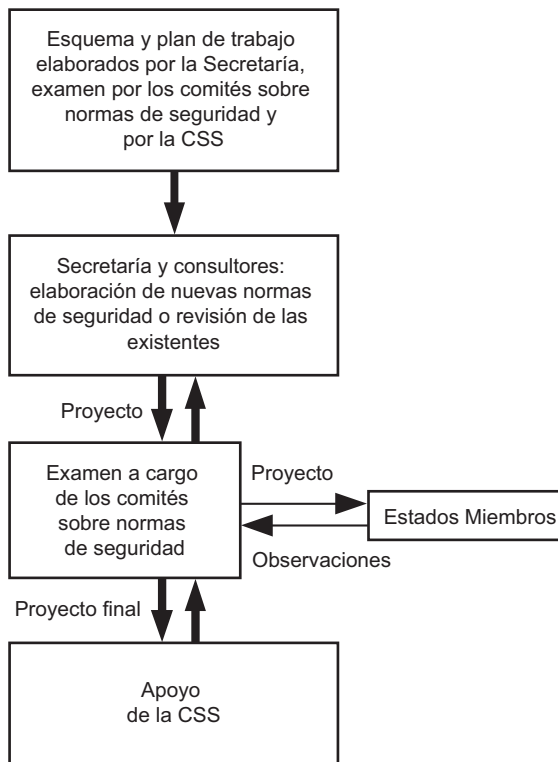


Fig. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente

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 (1.1–1.3)	1
	Objetivo (1.4–1.5)	2
	Alcance (1.6–1.8)	2
	Estructura (1.9)	3
2.	APLICACIÓN DE LOS PRINCIPIOS Y CONCEPTOS DE SEGURIDAD (2.1–2.5)	4
	Protección radiológica en el diseño (2.6–2.7)	5
	Seguridad en el diseño (2.8–2.11)	5
	El concepto de defensa en profundidad (2.12–2.14)	7
	Mantenimiento de la integridad del diseño de la central durante toda su vida útil (2.15–2.18)	10
3.	GESTIÓN DE LA SEGURIDAD EN EL DISEÑO	11
	Requisito 1: Responsabilidades en la gestión de la seguridad en el diseño de la central (3.1)	11
	Requisito 2: Sistema de gestión del diseño de la central (3.2–3.4) ...	11
	Requisito 3: Seguridad del diseño de la central durante toda su vida útil (3.5–3.6)	12
4.	REQUISITOS TÉCNICOS PRINCIPALES	13
	Requisito 4: Funciones de seguridad fundamentales (4.1–4.2)	13
	Requisito 5: Protección radiológica en el diseño (4.3–4.4)	14
	Requisito 6: Diseño de una central nuclear (4.5–4.8)	14
	Requisito 7: Aplicación de la defensa en profundidad (4.9–4.13A) ..	14
	Requisito 8: Interfaces de la seguridad tecnológica con la seguridad física y las salvaguardias	17
	Requisito 9: Prácticas tecnológicas probadas (4.14–4.16)	17
	Requisito 10: Evaluación de la seguridad (4.17–4.18)	18
	Requisito 11: Disposiciones relativas a la construcción (4.19)	18
	Requisito 12: Elementos para facilitar la gestión de los desechos radiactivos y la clausura (4.20)	19

5. DISEÑO GENERAL DE LA CENTRAL	19
Base de diseño	19
Requisito 13: Categorías de los estados de la central (5.1–5.2)	19
Requisito 14: Base de diseño de los elementos importantes para la seguridad (5.3)	20
Requisito 15: Límites de diseño (5.4)	20
Requisito 16: Sucesos iniciadores postulados (5.5–5.15)	20
Requisito 17: Peligros internos y externos (5.15A–5.22)	22
Requisito 18: Reglas tecnológicas de diseño (5.23)	24
Requisito 19: Accidentes base de diseño (5.24–5.26)	25
Requisito 20: Condiciones adicionales de diseño (5.27–5.32)	25
Requisito 21: Separación física e independencia de los sistemas de seguridad (5.33)	28
Requisito 22: Clasificación de seguridad (5.34–5.36)	28
Requisito 23: Fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad (5.37–5.38)	29
Requisito 24: Fallos de causa común	29
Requisito 25: Criterio de fallo único (5.39–5.40)	29
Requisito 26: Diseño según el principio de fallo sin riesgo (5.41)	30
Requisito 27: Sistemas de servicios auxiliares (5.42–5.43)	30
Requisito 28: Límites y condiciones operacionales para la explotación segura (5.44)	30
Diseño para la explotación segura durante la vida útil de la central	31
Requisito 29: Calibración, ensayo, mantenimiento, reparación, sustitución, inspección y vigilancia de los elementos importantes para la seguridad (5.45–5.47)	31
Requisito 30: Cualificación de elementos importantes para la seguridad (5.48–5.50)	32
Requisito 31: Gestión del envejecimiento (5.51–5.52)	33
Factores humanos	33
Requisito 32: Diseño para una actuación óptima del operador (5.53–5.62)	33
Otras consideraciones de diseño	35
Requisito 33: Sistemas de seguridad, y características de seguridad para las condiciones adicionales de diseño, de unidades de una central nuclear con múltiples unidades (5.63)	35
Requisito 34: Sistemas que contienen materiales fisibles o radiactivos	35
Requisito 35: Centrales nucleares usadas para la cogeneración de calor y electricidad, la generación de calor o la desalación	35
Requisito 36: Salidas de emergencia de la central (5.64–5.65)	36

Requisito 37: Sistemas de comunicación en la central (5.66–5.67)	36
Requisito 38: Control de acceso a la central (5.68)	37
Requisito 39: Prevención del acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad o la interferencia con esos elementos	37
Requisito 40: Prevención de interacciones perjudiciales de sistemas importantes para la seguridad (5.69–5.70)	37
Requisito 41: Interacciones entre la red eléctrica y la central	38
Análisis de seguridad	38
Requisito 42: Análisis de seguridad del diseño de la central (5.71–5.76)	38
6. DISEÑO DE SISTEMAS ESPECÍFICOS DE LA CENTRAL.	40
Núcleo del reactor y sistemas conexos	40
Requisito 43: Comportamiento de los elementos y conjuntos combustibles (6.1–6.3)	40
Requisito 44: Capacidad estructural del núcleo del reactor.	41
Requisito 45: Control del núcleo del reactor (6.4–6.6)	41
Requisito 46: Parada del reactor (6.7–6.12)	42
Sistemas de refrigeración del reactor.	43
Requisito 47: Diseño de los sistemas de refrigeración del reactor (6.13–6.16)	43
Requisito 48: Protección contra el exceso de presión de la barrera de presión del refrigerante del reactor.	43
Requisito 49: Inventario del refrigerante del reactor.	44
Requisito 50: Depuración del refrigerante del reactor (6.17)	44
Requisito 51: Eliminación del calor residual del núcleo de reactor ..	44
Requisito 52: Refrigeración de emergencia del núcleo del reactor (6.18–6.19)	44
Requisito 53: Transmisión térmica a un sumidero final de calor (6.19A–6.19B)	45
Estructura de contención y sistema de contención	45
Requisito 54: Sistema de contención del reactor.	45
Requisito 55: Control de las emisiones radiactivas de la contención (6.20–6.21)	46
Requisito 56: Aislamiento de la contención (6.22–6.24).	46
Requisito 57: Acceso a la contención (6.25–6.26)	47
Requisito 58: Control de las condiciones en la contención (6.27–6.30)	48
Sistemas de instrumentación y control	49

Requisito 59: Dotación de instrumentos (6.31)	49
Requisito 60: Sistemas de control	49
Requisito 61: Sistema de protección (6.32–6.33)	49
Requisito 62: Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control (6.34–6.36)	50
Requisito 63: Uso de equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad (6.37)	51
Requisito 64: Separación de los sistemas de protección y los sistemas de control (6.38)	52
Requisito 65: Sala de control (6.39–6.40A)	52
Requisito 66: Sala de control complementaria (6.41)	52
Requisito 67: Instalaciones de respuesta a emergencias en el emplazamiento (6.42)	53
Sistema eléctrico de emergencia	53
Requisito 68: Diseño para soportar la pérdida del suministro eléctrico exterior (6.43–6.45A)	53
Sistemas de apoyo y sistemas auxiliares	55
Requisito 69: Funcionamiento de los sistemas de apoyo y los sistemas auxiliares	55
Requisito 70: Sistemas de transporte de calor (6.46)	55
Requisito 71: Sistemas de muestreo de proceso y sistemas de muestreo después de un accidente (6.47)	56
Requisito 72: Sistemas de aire comprimido	56
Requisito 73: Sistemas de aire acondicionado y sistemas de ventilación (6.48–6.49)	56
Requisito 74: Sistemas de protección contra incendios (6.50–6.54)	57
Requisito 75: Sistemas de iluminación	58
Requisito 76: Equipo de elevación de techo (6.55)	58
Otros sistemas de conversión de potencia	58
Requisito 77: Sistema de suministro de vapor, sistema de agua de alimentación y turbogeneradores (6.56–6.58)	58
Tratamiento de los efluentes radiactivos y los desechos radiactivos.	59
Requisito 78: Sistemas de tratamiento y control de los desechos (6.59–6.60)	59
Requisito 79: Sistemas de tratamiento y control de efluentes s (6.61–6.63)	59
Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible.	60
Requisito 80: Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible (6.64–6.68A)	60
Protección radiológica	63

Requisito 81: Diseño para la protección radiológica (6.69–6.76)	63
Requisito 82: Medios de monitorización radiológica (6.77–6.84) . . .	64
REFERENCIAS	67
DEFINICIONES	69
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN	71

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La presente publicación sustituye el documento de Requisitos de Seguridad titulado *Seguridad de las centrales nucleares: Diseño*¹, que se editó en 2012 como publicación SSR-2/1 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*. En su elaboración se ha tenido en cuenta el documento *Principios fundamentales de seguridad* [1], publicado en 2007. Los requisitos de seguridad nuclear tienen por objetivo garantizar “el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar” para la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante que podría proceder de las centrales nucleares y otras instalaciones nucleares [1]. Es un hecho que la tecnología y los conocimientos científicos avanzan, y que la seguridad nuclear y lo que se considera una protección adecuada contra los riesgos radiológicos han de examinarse a la luz de los conocimientos actuales. Los requisitos de seguridad cambiarán con el tiempo; la presente publicación de Requisitos de Seguridad refleja el consenso actual.

1.2. Los diseños de muchas centrales nucleares existentes, así como los de centrales nucleares nuevas, han sido mejorados con el fin de incluir medidas adicionales destinadas a mitigar las consecuencias de secuencias de accidentes complejas que entrañan fallos múltiples y de algunos accidentes muy graves. Se han remodelado muchas de las centrales nucleares existentes para dotarlas de sistemas y equipos complementarios que incorporan nuevos mecanismos con el fin de ayudar a prevenir accidentes muy graves y mitigar sus consecuencias. Se ha impartido orientación sobre la mitigación de las consecuencias de accidentes muy graves en la mayoría de las centrales nucleares existentes. En el diseño de las centrales nucleares nuevas se toman en consideración explícitamente escenarios de accidentes muy graves y estrategias para su gestión. Los requisitos relativos a los sistemas nacionales de contabilidad y control de los materiales nucleares y los relacionados con la seguridad física también se tienen en cuenta en el diseño de las centrales nucleares. La integración de las medidas de seguridad tecnológica y las de seguridad física contribuirá a garantizar que una no ponga en peligro a la otra.

¹ ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de las centrales nucleares: Diseño*, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-2/1, OIEA, Viena (2012).

1.3. La aplicación de todos los requisitos que figuran en la presente publicación de Requisitos de Seguridad podría ser inviable en el caso de las centrales nucleares que ya están en explotación o construcción, al igual que lo sería la modificación de los diseños ya aprobados por los órganos reguladores. Para el análisis de la seguridad de esos diseños, está previsto que se realice una comparación con las normas actuales, por ejemplo, en el marco del examen periódico de la seguridad de la central, con miras a determinar si la explotación segura de la central podría mejorarse aún más mediante mejoras de la seguridad razonablemente factibles.

OBJETIVO

1.4. En la presente publicación se establecen requisitos de diseño para las estructuras, los sistemas y los componentes de una central nuclear, así como para los procedimientos y los procesos organizativos importantes para la seguridad que deben cumplirse para la explotación segura de la central y para prevenir sucesos que puedan poner en peligro la seguridad, o para mitigar las consecuencias de esos sucesos, si llegaran a producirse.

1.5. 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 centrales nucleares, en el análisis, la verificación y el examen, y en la prestación de apoyo técnico, así como a los órganos reguladores.

ALCANCE

1.6. Está previsto que la presente publicación se utilice principalmente para centrales nucleares estacionarias situadas en tierra con reactores refrigerados por agua diseñadas para la producción de electricidad u otras aplicaciones relacionadas con la generación de calor (como la calefacción urbana o la desalación). También podrá aplicarse, con criterio, a otros tipos de reactores al objeto de determinar los requisitos que han de tenerse en cuenta en la elaboración del diseño.

1.7. En esta publicación no se abordan:

- a) los requisitos específicamente abarcados en otras publicaciones de Requisitos de Seguridad del OIEA (p.ej., en la publicación GSR Part 4 (Rev. 1))

de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Evaluación de las instalaciones y actividades* [2]);

- b) las cuestiones relativas a la seguridad física nuclear o a los sistemas nacionales de contabilidad y control de materiales nucleares;
- c) la seguridad industrial convencional que en ninguna circunstancia podría afectar a la seguridad de la central nuclear;
- d) las repercusiones no radiológicas derivadas de la explotación de las centrales nucleares.

1.8. Los términos utilizados en la presente publicación han de entenderse según las definiciones y explicaciones contenidas en el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* [3], excepto cuando se indique lo contrario (véanse las Definiciones).

ESTRUCTURA

1.9. En la presente publicación de Requisitos de Seguridad se mantiene la relación entre el objetivo de seguridad y los principios de seguridad, y entre los requisitos relativos a las funciones de seguridad nuclear y los criterios de diseño en materia de seguridad. En la sección 2 se profundiza en el objetivo de seguridad y en los principios y conceptos de seguridad que constituyen la base para determinar los requisitos relativos a las funciones de seguridad que debe cumplir la central nuclear, así como los criterios de diseño de seguridad. En las secciones 3 a 6 se enumeran requisitos globales (indicados en negrita), junto con requisitos adicionales, según convenga, en los párrafos siguientes. En la sección 3 se establecen los requisitos generales que la organización encargada del diseño ha de cumplir en relación con la gestión de la seguridad en el proceso de diseño. En la sección 4 se presentan: requisitos referentes a criterios importantes de diseño técnico en materia de seguridad, comprendidos los requisitos vinculados a las funciones de seguridad fundamentales, la aplicación de la defensa en profundidad y las disposiciones relativas a la construcción; los requisitos relativos a las interfaces de la seguridad tecnológica con la seguridad física nuclear y con los sistemas nacionales de contabilidad y control de materiales nucleares; y los requisitos para asegurar que los riesgos radiológicos que se deriven de la central se mantengan en un nivel tan bajo como sea razonablemente posible. En la sección 5 se establecen requisitos para el diseño general de la central que complementan los relativos a criterios importantes de diseño técnico con el fin de asegurar el cumplimiento de los objetivos de seguridad y la aplicación de los principios de seguridad. Los requisitos de diseño general de la central se aplican a todos los elementos (es decir, estructuras, sistemas y componentes) importantes para la

seguridad. En la sección 6 se establecen requisitos para el diseño de sistemas específicos de la central, como el núcleo del reactor, los sistemas de refrigeración del reactor, el sistema de contención, y los sistemas de instrumentación y control.

2. APLICACIÓN DE LOS PRINCIPIOS Y CONCEPTOS DE SEGURIDAD

2.1. En los *Principios fundamentales de seguridad* [1] se establecen un objetivo fundamental de la seguridad y diez principios de seguridad que constituyen la base de los requisitos y las medidas para la protección de las personas y el medio ambiente contra los riesgos radiológicos y para la seguridad de las instalaciones y las actividades que dan lugar a ese tipo de riesgos.

2.2. Este objetivo fundamental de la seguridad ha de alcanzarse, y los diez principios de seguridad deben aplicarse, sin restringir excesivamente la explotación de las instalaciones o la realización de actividades que den lugar a riesgos radiológicos. Para que las centrales nucleares se exploten, y las actividades se realicen de modo que se logren los niveles más altos de seguridad que se puedan razonablemente alcanzar, es necesario adoptar medidas encaminadas a los objetivos siguientes (véase el párr. 2.1 de los *Principios fundamentales de seguridad* [1]):

- a) controlar la exposición de las personas a las radiaciones y las emisiones radiactivas al medio ambiente en los estados operacionales;
- b) reducir la probabilidad de sucesos que puedan originar la pérdida del control del núcleo de un reactor nuclear, de una reacción nuclear en cadena, de una fuente radiactiva, del combustible nuclear gastado, de los desechos radiactivos o de cualquier otra fuente de radiación en una central nuclear;
- c) mitigar las consecuencias de esos sucesos, si llegaran a producirse.

2.3. El objetivo fundamental de la seguridad se aplica a todas las etapas de la vida útil de una central nuclear, 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. Esto incluye las actividades conexas de transporte del material radiactivo y la gestión del combustible nuclear gastado y los desechos radiactivos (véase el párr. 2.2 de los *Principios fundamentales de seguridad* [1]).

2.4. En el párrafo 2.3 de los *Principios fundamentales de seguridad* [1] se señala que:

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

2.5. En la presente publicación de Requisitos de Seguridad se establecen requisitos mediante los cuales se aplican esos principios de seguridad, que son particularmente importantes en el diseño de las centrales nucleares.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL DISEÑO

2.6. Para cumplir los principios de seguridad, es preciso garantizar que, en todos los estados operacionales de una central nuclear y para todas las actividades conexas, las dosis debidas a la exposición a la radiación dentro de la instalación o a una emisión radiactiva programada desde la instalación se mantengan por debajo de los límites de dosis y en el nivel más bajo que sea razonablemente posible. Asimismo, deben aplicarse medidas para mitigar las consecuencias radiológicas de cualquier accidente, si llegara a producirse.

2.7. Para la aplicación de los principios de seguridad también se requiere que las centrales nucleares se diseñen y exploten de manera que todas las fuentes de radiación estén sometidas a un control técnico y administrativo estricto. Aunque este principio no excluye las exposiciones limitadas o la emisión de cantidades autorizadas de sustancias radiactivas al medio ambiente desde centrales nucleares en estados operacionales, esas exposiciones y emisiones radiactivas deberán mantenerse estrictamente controladas y en unos niveles tan bajos como sea razonablemente posible, en cumplimiento de los límites reglamentarios y operacionales, así como de los requisitos de protección radiológica [4].

SEGURIDAD EN EL DISEÑO

2.8. Para lograr el máximo nivel de seguridad que pueda razonablemente alcanzarse en el diseño de una central nuclear, es necesario adoptar medidas,

compatibles con los criterios de aceptación y los objetivos de seguridad nacionales [1], a fin de:

- a) evitar accidentes con consecuencias perjudiciales debidos a la pérdida del control del núcleo del reactor o de otras fuentes de radiación, y mitigar las consecuencias de los accidentes que se produzcan;
- b) asegurar que las consecuencias radiológicas de todos los accidentes que se tengan en cuenta en el diseño de la instalación estén por debajo de los límites pertinentes y se mantengan en el nivel más bajo que sea razonablemente posible;
- c) garantizar que la probabilidad de que se produzca un accidente con consecuencias radiológicas graves sea sumamente baja y que las consecuencias radiológicas de ese accidente sean mitigadas en la mayor medida posible.

2.9. Para demostrar que el diseño de una central nuclear cumple el objetivo fundamental de la seguridad [1] debe realizarse una amplia evaluación de la seguridad [2] del diseño. Su objetivo es determinar todas las posibles fuentes de radiación y evaluar las posibles dosis que podrían recibir los trabajadores de la instalación y las personas del público, así como los posibles efectos en el medio ambiente, como resultado de la explotación de la central. La evaluación de la seguridad es necesaria para examinar: i) la explotación normal de la central; ii) su comportamiento en incidentes operacionales previstos; y iii) las condiciones de accidente. Sobre la base de este análisis puede establecerse la capacidad del diseño para resistir sucesos iniciadores postulados y accidentes, puede demostrarse la eficacia de los elementos importantes para la seguridad y pueden determinarse las aportaciones (requisitos previos) necesarias para la planificación para casos de emergencia.

2.10. Es preciso adoptar medidas para limitar la exposición en todos los estados operacionales a los niveles más bajos que puedan razonablemente alcanzarse y reducir al mínimo la probabilidad de un accidente que pudiera dar lugar a la pérdida del control de una fuente de radiación. No obstante, seguirá existiendo la posibilidad de que ocurra un accidente. Es necesario adoptar medidas para asegurar la mitigación de las consecuencias radiológicas de un accidente. Esas medidas incluyen la dotación de elementos y sistemas de seguridad, el establecimiento de procedimientos de gestión de accidentes por el explotador y, posiblemente, la adopción de medidas de protección fuera del emplazamiento por las autoridades pertinentes, con el apoyo del explotador según sea necesario, para mitigar las exposiciones si se produce un accidente.

2.11. En el diseño de la seguridad de una central nuclear se aplica el principio de seguridad según el cual deben adoptarse medidas prácticas a fin de mitigar las consecuencias de los accidentes nucleares o radiológicos para la vida y la salud humanas y para el medio ambiente (Principio 8 de los *Principios fundamentales de seguridad*). Las secuencias de sucesos en la central que puedan dar lugar a dosis de radiación elevadas o a una gran emisión radiactiva tienen que ser “prácticamente eliminadas”², y las secuencias de sucesos en la central con una frecuencia significativa no han de tener consecuencias radiológicas potenciales o estas deben ser solo de poca importancia. Aunque un objetivo esencial es limitar o incluso eliminar desde el punto de vista técnico la necesidad de adoptar medidas de protección fuera del emplazamiento para mitigar las consecuencias radiológicas, es probable que aun así las autoridades responsables se vean obligadas a adoptar ese tipo de medidas.

EL CONCEPTO DE DEFENSA EN PROFUNDIDAD

2.12. El principal medio para prevenir accidentes en una central nuclear y mitigar las consecuencias de los accidentes, si se producen, es la aplicación del concepto de defensa en profundidad [1, 5, 6]. Este concepto se aplica a todas las actividades en la esfera de la seguridad, ya estén relacionadas con la organización, el comportamiento o el diseño, y tanto si la central funciona a plena potencia como a baja potencia, o si se encuentra en diferentes fases de parada. El objetivo es garantizar que todas las actividades relacionadas con la seguridad estén sujetas a varios niveles de disposiciones independientes, de modo que si se produjera un fallo, este fuera detectado y contrarrestado o corregido con las medidas apropiadas. La aplicación del concepto de defensa en profundidad a lo largo de las fases de diseño y explotación sirve de protección frente a incidentes operacionales previstos y accidentes, incluidos los derivados de fallos del equipo o de sucesos provocados por el ser humano dentro de la central, así como frente a las consecuencias de sucesos que se originen fuera de ella.

2.13. El párrafo 3.31 de los *Principios fundamentales de seguridad* [1] dispone que 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

² Se puede considerar que la posibilidad de que surjan ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurren esas condiciones.

siguientes cumplirían su función. [...] La eficacia independiente de los diferentes niveles de defensa es un elemento necesario de la 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 elementos importantes para la seguridad. Esto exige que la ubicación, el diseño, la construcción, el mantenimiento y la explotación de la central sean correctos y rigurosos, con arreglo a criterios de gestión de calidad y prácticas tecnológicas apropiadas y probadas. Para lograr estos objetivos, se presta gran atención a la selección de códigos y materiales de diseño adecuados, y al control de la calidad de la fabricación de los componentes y la construcción de la central, así como a su puesta en servicio. Las opciones de diseño que reducen la posibilidad de peligros internos contribuyen a la prevención de 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, así como a la forma en que se explota la central y la manera en que se aprovecha la experiencia operacional. Este proceso está apoyado por un análisis detallado que determina los requisitos de explotación y mantenimiento de la central y los requisitos de gestión de calidad en relación con las prácticas operacionales y de mantenimiento.
- 2) La finalidad del segundo nivel de defensa es detectar y controlar las desviaciones de los estados operacionales normales para evitar que los incidentes operacionales previstos en la central degeneren en condiciones de accidente. Con ello se reconoce que es probable que se produzcan sucesos iniciadores postulados durante la vida operacional de una central nuclear, pese a las precauciones adoptadas para evitarlos. Este segundo nivel de defensa requiere la inclusión de elementos y sistemas específicos 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 devolver la central a 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 central se prevén esos accidentes, de lo que se deriva el requisito de que los elementos de seguridad inherentes y/o técnicos, los sistemas de seguridad y los procedimientos sean capaces de evitar daños del núcleo del reactor o emisiones radiactivas que requieran

la adopción de medidas protectoras fuera del emplazamiento y permitan devolver la central a un estado seguro.

- 4) La finalidad del cuarto nivel de defensa es mitigar las consecuencias de los accidentes derivados del fallo del tercer nivel de la defensa en profundidad. Ello se logra impidiendo la progresión de los accidentes y mitigando las consecuencias de un accidente muy grave. El objetivo de seguridad en el caso de un accidente muy grave es que solo se requieran medidas protectoras de alcance limitado en el tiempo y las áreas de aplicación y que se evite o reduzca al mínimo la contaminación fuera del emplazamiento. Es necesario que las secuencias de sucesos que den lugar a una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva grande³ sean “prácticamente eliminadas”⁴.
- 5) El quinto y último nivel de defensa tiene por objetivo mitigar las consecuencias radiológicas de las emisiones radiactivas que podrían producirse como consecuencia de un accidente. Esto requiere disponer de instalaciones de respuesta a emergencias adecuadamente equipadas y de planes y procedimientos de emergencia tanto en el emplazamiento como fuera de él.

2.14. Un aspecto que guarda relación con la aplicación de la defensa en profundidad en una central nuclear es la inclusión en el diseño de una serie de barreras físicas, así como una combinación de elementos de seguridad activa, pasiva e inherente que contribuyan a la eficacia de las barreras físicas en lo que respecta al confinamiento del material radiactivo en los lugares especificados. El número de barreras necesarias dependerá del término fuente inicial medido según la cantidad y composición isotópica de los radionucleidos, la eficacia de cada barrera, los posibles peligros internos y externos, y las posibles consecuencias de los fallos.

³ Una “emisión radiactiva temprana” en este contexto es una emisión radiactiva en la que las medidas protectoras fuera del emplazamiento serían necesarias aunque tendrían pocas probabilidades de ser plenamente eficaces en su momento. Una “emisión radiactiva grande” es una emisión radiactiva en la que las medidas protectoras fuera del emplazamiento de alcance limitado en el tiempo y las áreas de aplicación no bastarían para proteger a las personas y el medio ambiente.

⁴ Se puede considerar que la posibilidad de que surjan ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurren esas condiciones.

MANTENIMIENTO DE LA INTEGRIDAD DEL DISEÑO DE LA CENTRAL DURANTE TODA SU VIDA ÚTIL

2.15. El diseño, la construcción y la puesta en servicio de una central nuclear podrían requerir la participación de varias entidades, a saber: el arquitecto-ingeniero, el proveedor del reactor y sus sistemas auxiliares, los suministradores de los componentes principales, los autores del diseño de los sistemas eléctricos y los suministradores de otros sistemas importantes para la seguridad de la central.

2.16. La responsabilidad primordial respecto de la seguridad recae en la persona o entidad encargada de las instalaciones y actividades que entrañan riesgos radiológicos (es decir, la entidad explotadora) [1]. En 2003, el Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear propuso que la entidad explotadora estableciera un proceso oficial para mantener la integridad del diseño de la central durante toda su vida útil (es decir, durante la vida operacional y hasta la fase de clausura) [7]. Una entidad designada oficialmente dentro de la entidad explotadora se encargaría de este proceso.

2.17. En la práctica, el diseño de una central nuclear no está terminado hasta que se ultima la especificación completa de la central (incluidos los detalles del emplazamiento) para su adquisición y la obtención de la licencia. En la referencia [7] se hace hincapié en la necesidad de que una entidad designada oficialmente sea la responsable global del proceso de diseño y se encargue de aprobar los cambios en el diseño y garantizar el mantenimiento de los conocimientos necesarios. En la referencia [7] también se introduce el concepto de “autores del diseño responsables”, a los que esta entidad designada oficialmente podría asignar responsabilidades específicas relacionadas con el diseño de partes de la central. Antes de que se solicite la autorización para una central, la responsabilidad del diseño corresponderá a la entidad encargada de este (por ejemplo, el proveedor). Una vez solicitada la autorización, la responsabilidad principal en cuanto a la seguridad recaerá en el solicitante, si bien los autores del diseño responsables mantendrán los conocimientos detallados del diseño. Este equilibrio variará cuando la central entre en funcionamiento, ya que gran parte de esos conocimientos detallados, como los que figuran en el informe de análisis de la seguridad, en los manuales de diseño y otros documentos de diseño, serán transferidos a la entidad explotadora. Para facilitar esta transferencia de conocimientos, la estructura de la entidad designada oficialmente para asumir la responsabilidad global del proceso de diseño se establecería en una fase temprana.

2.18. Los requisitos relativos al sistema de gestión impuestos a esa entidad designada oficialmente también se aplicarían a los autores del diseño responsables. Sin embargo, la responsabilidad general de mantener la integridad del diseño de la central recaería en la entidad designada oficialmente, por lo que, en última instancia, correspondería a la entidad explotadora.

3. GESTIÓN DE LA SEGURIDAD EN EL DISEÑO

Requisito 1: Responsabilidades en la gestión de la seguridad en el diseño de la central

Corresponderá al solicitante de la licencia de construcción y/o explotación de una central nuclear la responsabilidad de asegurar que el diseño presentado al órgano regulador cumpla todos los requisitos de seguridad aplicables.

3.1. Todas las entidades, incluida la entidad encargada del diseño⁵, que participan en actividades importantes para la seguridad del diseño de una central nuclear tendrán la responsabilidad de garantizar que se otorgue la más alta prioridad a las cuestiones relacionadas con la seguridad.

Requisito 2: Sistema de gestión del diseño de la central

La entidad encargada del diseño establecerá y aplicará un sistema de gestión para garantizar que todos los requisitos de seguridad establecidos en relación con el diseño de la central se tengan en cuenta y se apliquen en todas las fases del proceso de diseño y se cumplan en el diseño final.

3.2. En el sistema de gestión⁶ se adoptarán disposiciones para asegurar la calidad del diseño de cada estructura, sistema y componente, así como del diseño general de la central nuclear en todo momento, con inclusión de los medios para determinar y corregir las deficiencias del diseño, comprobar su idoneidad y controlar los cambios que en él se efectúen.

⁵ La entidad encargada del diseño es la entidad responsable de elaborar el diseño final detallado de la central que se va a construir.

⁶ Los requisitos aplicables a los sistemas de gestión se establecen en la publicación GS-R-3 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Sistema de gestión de instalaciones y actividades* [8].

3.3. El diseño de la central, incluidos los posteriores cambios, modificaciones o mejoras de la seguridad, se adecuará a los procedimientos establecidos basados en normas y códigos técnicos apropiados e incorporará requisitos y bases de diseño aplicables. Se determinarán y controlarán las interfaces.

3.4. La idoneidad del diseño de la central, incluidos los instrumentos de diseño y los insumos y productos del diseño, será verificada y validada por personas o grupos distintos de los que realizaron originalmente las tareas de diseño. La verificación, validación y aprobación del diseño de la central se ultimarán lo antes posible en los procesos de diseño y construcción y, en todo caso, antes de que comience la explotación de la central.

Requisito 3: Seguridad del diseño de la central durante toda su vida útil

La entidad explotadora establecerá un sistema oficial para garantizar la seguridad constante del diseño de la central durante toda la vida útil de la central nuclear.

3.5. En el sistema oficial para garantizar la seguridad constante del diseño de la central habrá una entidad oficialmente designada que sea responsable de la seguridad del diseño de la central dentro del sistema de gestión de la entidad explotadora. En los arreglos se tendrán en cuenta las tareas asignadas a las entidades externas (denominadas autores del diseño responsables) en relación con el diseño de partes específicas de la central.

3.6. La entidad designada oficialmente velará por que el diseño de la central cumpla los criterios de aceptación en materia de seguridad, fiabilidad y calidad según los códigos y las normas, las leyes y los reglamentos nacionales e internacionales aplicables. Se establecerán y pondrán en práctica una serie de tareas y funciones para asegurar que:

- a) el diseño de la central se adecue a su finalidad y cumpla el requisito de optimización de la protección y la seguridad mediante el mantenimiento de los riesgos radiológicos en niveles tan bajos como sea razonablemente posible;
- b) en el sistema oficial se incluyan la verificación del diseño, la definición de normas y códigos técnicos y requisitos, el uso de prácticas tecnológicas probadas, la retroinformación sobre construcción y experiencias, la aprobación de documentos técnicos clave, la realización de evaluaciones de la seguridad y el mantenimiento de una cultura de la seguridad a fin de garantizar la seguridad constante del diseño de la central;

- c) se disponga de los conocimientos sobre el diseño necesarios para la explotación, el mantenimiento (incluidos unos intervalos de pruebas adecuados) y la modificación de la central en condiciones de seguridad; la entidad explotadora mantenga actualizados esos conocimientos, y se tenga debidamente en cuenta la experiencia operacional anterior así como las conclusiones de las investigaciones validadas;
- d) se mantenga la gestión de los requisitos de diseño y el control de la configuración;
- e) se establezcan y controlen las interfaces necesarias con los autores del diseño responsables y los suministradores que participan en las labores de diseño;
- f) los conocimientos tecnológicos especializados y los conocimientos científicos y técnicos necesarios se mantengan actualizados dentro de la entidad explotadora;
- g) se revisen, verifiquen, documenten y aprueben todos los cambios en el diseño de la central; y
- h) se mantenga actualizada la documentación pertinente para facilitar la futura clausura de la central.

4. REQUISITOS TÉCNICOS PRINCIPALES

Requisito 4: Funciones de seguridad fundamentales

Se asegurará el cumplimiento de las siguientes funciones de seguridad fundamentales de la central nuclear en todos sus estados: i) control de la reactividad; ii) eliminación del calor del reactor y del almacén de combustible; y iii) confinamiento del material radiactivo, blindaje contra la radiación y control de las emisiones radiactivas previstas, así como limitación de las emisiones radiactivas accidentales.

4.1. Se adoptará un enfoque sistemático a fin de determinar los elementos importantes para la seguridad que son necesarios para cumplir las funciones de seguridad fundamentales, así como las características inherentes que contribuyen al cumplimiento de esas funciones en todos los estados de la central o que las afectan.

4.2. Se dispondrán los medios para vigilar el estado de la central a fin de asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad requeridas.

Requisito 5: Protección radiológica en el diseño

La central nuclear se diseñará de modo que las dosis de radiación de los trabajadores de la central y de las personas del público no superen los límites de dosis, se mantengan en niveles tan bajos como sea razonablemente posible en los estados operacionales durante toda la vida útil de la central, y se mantengan por debajo de los límites admisibles y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible en condiciones de accidente y después de ellas.

4.3. En el diseño se garantizará que los estados de la central que puedan dar lugar a dosis de radiación elevadas o a una gran emisión radiactiva hayan sido “prácticamente eliminados”⁷ y que sean nulas o insignificantes las posibles consecuencias radiológicas de los estados de la central que puedan darse con gran probabilidad.

4.4. Se establecerán límites admisibles con fines de protección radiológica⁸ para las correspondientes categorías de estados de la central, compatibles con los requisitos reglamentarios.

Requisito 6: Diseño de una central nuclear

En el diseño de una central nuclear se garantizará que la central y los elementos importantes para la seguridad tengan las características apropiadas para que las funciones de seguridad puedan realizarse con la fiabilidad necesaria, la central pueda explotarse en condiciones de seguridad dentro de los límites y las condiciones operacionales durante toda su vida de diseño y pueda clausurarse de manera segura, y los efectos en el medio ambiente se reduzcan al mínimo.

4.5. En el diseño de una central nuclear se asegurará que se cumplan todos los requisitos de seguridad de la entidad explotadora, los requisitos del órgano regulador y las disposiciones legislativas pertinentes, así como los códigos

⁷ Se puede considerar que la posibilidad de que surjan ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurren esas condiciones.

⁸ Los requisitos relativos a la protección radiológica y la seguridad de las fuentes de radiación se establecen en la publicación GSR Part 3, de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad* [9].

y normas nacionales e internacionales aplicables, y se tengan debidamente en cuenta las aptitudes y limitaciones humanas y los factores que podrían influir en el desempeño humano. Se facilitará información suficiente sobre el diseño a fin de garantizar la explotación y el mantenimiento seguros de la central y posibilitar ulteriores modificaciones de la central. Se recomendarán prácticas para su incorporación en los procedimientos administrativos y operacionales de la central (es decir, los límites y condiciones operacionales).

4.6. En el diseño se tendrá debidamente en cuenta la experiencia pertinente disponible que se haya obtenido en el diseño, la construcción y la explotación de otras centrales nucleares, así como los resultados de los programas de investigación pertinentes.

4.7. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta los resultados de los análisis deterministas y probabilistas de la seguridad, de modo que se garantice que la prevención de accidentes y la mitigación de las consecuencias de los accidentes que se produzcan reciban la atención debida.

4.8. En el diseño se garantizará que la generación de desechos radiactivos y las descargas se mantengan al mínimo posible tanto desde el punto de vista de la actividad como del volumen, mediante la adopción de medidas de diseño y prácticas operacionales y de clausura adecuadas.

Requisito 7: Aplicación de la defensa en profundidad

En el diseño de una central nuclear se incorporará la defensa en profundidad. Los niveles de defensa en profundidad serán independientes en la mayor medida posible.

4.9. El concepto de defensa en profundidad se aplicará para proporcionar varios niveles de defensa con el fin de prevenir las consecuencias de los accidentes que podrían tener efectos nocivos en las personas y el medio ambiente, y asegurar que se tomen medidas apropiadas para proteger a las personas y el medio ambiente y mitigar las consecuencias en caso de que la prevención falle.

4.10. En el diseño se tendrá debidamente en cuenta que la existencia de múltiples niveles de defensa no sirve de base para continuar la explotación cuando falla un nivel de defensa. Todos los niveles de defensa en profundidad deberán estar disponibles en todo momento y las flexibilidades se justificarán atendiendo a modalidades de explotación específicas.

4.11. En el diseño:

- a) se establecerán múltiples barreras físicas a la emisión de material radiactivo al medio ambiente;
- b) se adoptará un enfoque conservador, y la construcción será de alta calidad, para que se reduzcan al mínimo los fallos y las desviaciones del funcionamiento normal, se eviten los accidentes en la medida de lo posible, y una pequeña desviación de un parámetro de la central no dé lugar a un efecto de corte abrupto⁹;
- c) se dispondrá lo necesario para controlar el comportamiento de la central mediante elementos inherentes y técnicos, de modo que los fallos y las desviaciones del funcionamiento normal que requieran la activación de los sistemas de seguridad se reduzcan al mínimo o queden excluidos por diseño, en la medida de lo posible;
- d) se dispondrá lo necesario para complementar el control de la central por medio de la activación automática de los sistemas de seguridad, de modo que los fallos y las desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de control puedan ser controlados con un alto nivel de fiabilidad, y se reduzca al mínimo la necesidad de intervenciones del personal de explotación en la fase temprana de esos fallos o desviaciones;
- e) se preverán sistemas, estructuras y componentes y procedimientos para controlar la progresión de los fallos y las desviaciones del funcionamiento normal que rebasen la capacidad de los sistemas de seguridad, y limitar sus consecuencias, en la medida de lo posible; y
- f) se dispondrán múltiples medios para garantizar la realización de cada una de las funciones de seguridad fundamentales, asegurando así la eficacia de las barreras y mitigando las consecuencias de cualquier fallo o desviación del funcionamiento normal.

4.12. Para conseguir que se mantenga el concepto de defensa en profundidad, el diseño se realizará de modo que se eviten, en la medida de lo posible:

- a) los obstáculos a la integridad de las barreras físicas;
- b) el fallo de una o más barreras;
- c) el fallo de una barrera como resultado del fallo de otra barrera; y

⁹ En una central nuclear, el “efecto de corte abrupto” es un caso de comportamiento anormal grave de la central causado por una transición abrupta de un estado de la central a otro tras una pequeña desviación de un parámetro de la central y, por lo tanto, una variación importante y repentina de las condiciones de la central en respuesta a una pequeña variación en un parámetro de entrada.

d) la posibilidad de consecuencias nocivas derivadas de errores en la explotación y el mantenimiento.

4.13. El diseño se realizará de modo que, en lo posible, el primer nivel de defensa, o como máximo el segundo, puedan evitar que cualquier fallo o desviación del funcionamiento normal que puede producirse durante la vida operacional de la central nuclear degeneren en condiciones de accidente.

4.13A. Los niveles de defensa en profundidad serán independientes en la medida de lo posible para evitar que el fallo de un nivel reduzca la eficacia de otros niveles. En particular, las características de seguridad para las condiciones adicionales de diseño (especialmente los dispositivos destinados a mitigar las consecuencias de accidentes en que se haya fundido combustible) serán independientes en la mayor medida posible de los sistemas de seguridad.

Requisito 8: Interfaces de la seguridad tecnológica con la seguridad física y las salvaguardias

Las medidas de seguridad tecnológica, las medidas de seguridad física nuclear y las disposiciones relativas al sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares en relación con una central nuclear se diseñarán y aplicarán de manera integrada de modo que no se pongan en peligro entre sí.

Requisito 9: Prácticas tecnológicas probadas

Los elementos importantes para la seguridad de una central nuclear se diseñarán conforme a los códigos y las normas nacionales e internacionales aplicables.

4.14. Los elementos importantes para la seguridad de una central nuclear tendrán preferiblemente un diseño que haya sido probado con anterioridad en aplicaciones análogas o, en su defecto, serán elementos de alta calidad dotados de una tecnología que haya sido calificada y sometida a ensayo.

4.15. Se especificarán y evaluarán los códigos y las normas nacionales e internacionales utilizados como reglas de diseño para los elementos importantes para la seguridad a fin de determinar su aplicabilidad, idoneidad y suficiencia, y se complementarán o modificarán según sea necesario para que la calidad del diseño se ajuste a la función de seguridad conexas.

4.16. Cuando se introduzca un diseño o característica no probados o haya una desviación de una práctica tecnológica establecida, se probará la seguridad mediante programas auxiliares de investigación apropiados, pruebas de comportamiento con criterios de aceptación específicos o el examen de la experiencia operacional resultante de otras aplicaciones pertinentes. El nuevo diseño o característica o la nueva práctica se someterán también a ensayos adecuados en la medida de lo posible antes de su puesta en servicio, y deberán ser vigilados mientras estén en servicio para verificar que el comportamiento de la central es el previsto.

Requisito 10: Evaluación de la seguridad

Se llevarán a cabo evaluaciones exhaustivas de la seguridad tanto deterministas como probabilistas durante todo el proceso de diseño de una central nuclear para garantizar que todos los requisitos de seguridad del diseño de la central se cumplan en todas las fases de la vida útil de la central, y confirmar que el diseño que se entregue, construya, ponga en explotación y modifique cumpla los requisitos de fabricación y construcción.

4.17. Las evaluaciones de la seguridad¹⁰ comenzarán en un momento temprano del proceso de diseño, con iteraciones entre las actividades de diseño y las actividades analíticas confirmatorias, y su alcance y grado de detalle aumentarán a medida que avanza el programa de diseño.

4.18. Las evaluaciones de la seguridad se documentarán de forma que se facilite la evaluación independiente.

Requisito 11: Disposiciones relativas a la construcción

Los elementos importantes para la seguridad de una central nuclear se diseñarán de modo que puedan fabricarse, construirse, ensamblarse, instalarse y levantarse conforme a procesos establecidos que garanticen el cumplimiento de las especificaciones de diseño y la consecución del nivel de seguridad requerido.

4.19. En las disposiciones relativas a la construcción y la explotación se tendrá debidamente en cuenta la experiencia pertinente adquirida en la construcción

¹⁰ Los requisitos relativos a la evaluación de la seguridad de las instalaciones y las actividades se establecen en la publicación GSR Part 4 (Rev. 1) [2].

de otras centrales similares y 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 específica.

Requisito 12: Elementos para facilitar la gestión de los desechos radiactivos y la clausura

En la fase de diseño de una central nuclear se prestará especial atención a la incorporación de elementos que faciliten la gestión de los desechos radiactivos y la clausura y el desmantelamiento futuros de la central.

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

- a) la elección de los materiales, de modo que las cantidades de desechos radiactivos se reduzcan al mínimo en la medida de lo posible y se facilite la descontaminación;
- b) la capacidad de acceso y los medios de manipulación que puedan necesitarse;
- c) las instalaciones necesarias para la gestión (es decir, la segregación, la caracterización, la clasificación, el tratamiento previo, el tratamiento y el acondicionamiento) y el almacenamiento de los desechos radiactivos generados en la explotación, y las disposiciones para la gestión de los desechos radiactivos que se generarán en la clausura de la central.

5. DISEÑO GENERAL DE LA CENTRAL

BASE DE DISEÑO

Requisito 13: Categorías de los estados de la central

Los estados de la central se definirán y agruparán en un número limitado de categorías fundamentalmente sobre la base de la frecuencia con la que se dan en la central nuclear.

5.1. Los estados de la central incluirán típicamente:

- a) el funcionamiento normal;

- b) los incidentes operacionales previstos, que se prevé que se produzcan durante la vida útil de la central;
- c) los accidentes base de diseño; y
- d) las condiciones adicionales de diseño, comprendidos los accidentes que entrañen la fusión del núcleo.

5.2. Se asignarán criterios a cada estado de la central, de modo que los estados de la central que se den frecuentemente no tengan consecuencias radiológicas, o estas sean solo menores, y que los estados de la central que puedan dar lugar a consecuencias graves se den con muy poca frecuencia.

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

En la base de diseño de los elementos importantes para la seguridad se especificará la capacidad, fiabilidad y funcionalidad necesarias para los correspondientes estados operacionales, las condiciones de accidente y las condiciones surgidas de peligros internos y externos, a fin de cumplir los criterios de aceptación específicos durante la vida útil de la central nuclear.

5.3. La base de diseño de cada elemento importante para la seguridad se justificará y documentará de manera sistemática. La documentación incluirá la información que la entidad explotadora necesite para explotar la central en condiciones de seguridad.

Requisito 15: Límites de diseño

Se especificará un conjunto de límites de diseño compatibles con los parámetros físicos fundamentales de cada elemento importante para la seguridad de la central nuclear para todos los estados operacionales y para las condiciones de accidente.

5.4. Se especificarán límites de diseño que serán compatibles con las normas y los códigos nacionales e internacionales aplicables, así como con los requisitos reglamentarios pertinentes.

Requisito 16: Sucesos iniciadores postulados

En el diseño de la central nuclear se aplicará un enfoque sistemático para identificar un conjunto exhaustivo de sucesos iniciadores postulados de modo que todos los sucesos previsibles que puedan tener consecuencias

graves y todos los sucesos previsible con una frecuencia significativa sean previstos y considerados en el diseño.

5.5. Los sucesos iniciadores postulados se determinarán a base de una evaluación tecnológica y una combinación de análisis deterministas y probabilistas. Se incluirá una justificación del alcance del uso de los análisis determinista y probabilista de la seguridad a fin de demostrar que todos los sucesos previsible han sido considerados.

5.6. Los sucesos iniciadores postulados incluirán todos los fallos previsible de las estructuras, los sistemas y los componentes de la central, así como los errores de operación y los posibles fallos derivados de peligros internos y externos, tanto si la central funciona a plena potencia como a baja potencia o si se encuentra en régimen de parada.

5.7. Se realizará un análisis de los sucesos iniciadores postulados para la central a fin de establecer las medidas preventivas y las medidas de protección que sean necesarias para garantizar el cumplimiento de las funciones de seguridad requeridas.

5.8. El comportamiento previsto de la central en cualquier suceso iniciador postulado permitirá que se logren las siguientes condiciones, por orden de prioridad:

- 1) El suceso iniciador postulado no tendría efectos significativos para la seguridad o solo daría lugar a un cambio hacia condiciones seguras de la central gracias a las características inherentes de la misma.
- 2) Tras el suceso iniciador postulado, la central sería devuelta a condiciones seguras por medio de los elementos de seguridad pasiva o por la activación de sistemas que funcionan constantemente en el estado necesario para controlar el suceso iniciador postulado.
- 3) Tras el suceso iniciador postulado, la central sería devuelta a condiciones seguras mediante la activación de los sistemas de seguridad que deben ponerse en funcionamiento en respuesta al suceso iniciador postulado.
- 4) Tras el suceso iniciador postulado, la central sería devuelta a condiciones seguras mediante la aplicación de los procedimientos especificados.

5.9. Los sucesos iniciadores postulados que se utilicen para elaborar los requisitos de comportamiento de los elementos importantes para la seguridad en el marco de la evaluación general de la seguridad y el análisis detallado de la central se agruparán en un número especificado de secuencias representativas de

sucesos que determinarán los casos límite y constituirán la base para el diseño y los límites operacionales de los elementos importantes para la seguridad.

5.10. Se presentará una justificación basada en criterios técnicos para excluir del diseño todo suceso iniciador que haya sido determinado en el conjunto exhaustivo de sucesos iniciadores postulados.

5.11. Cuando se requiera una actuación pronta y fiable como respuesta a un suceso iniciador postulado, se establecerán en el diseño disposiciones para iniciar automáticamente las acciones necesarias de los sistemas de seguridad con el fin de evitar el agravamiento de las condiciones de la central.

5.12. Cuando no sea necesaria una actuación rápida como respuesta a un suceso iniciador postulado, se permitirá confiar en la activación manual de los sistemas o en otras acciones del operador. En esos casos, el intervalo entre la detección del suceso anormal o accidente y la acción necesaria será suficientemente largo, y se especificarán los procedimientos adecuados (administrativos, operacionales y de emergencia) para asegurar la eficacia de esas acciones. Se evaluará la posibilidad de que el operador agrave una secuencia de sucesos mediante la utilización errónea del equipo o el diagnóstico incorrecto del proceso de recuperación necesario.

5.13. Las acciones del operador que sean necesarias para diagnosticar el estado de la central después de un suceso iniciador postulado y colocarla en una situación de parada estable a largo plazo de manera oportuna se facilitarán suministrando los instrumentos adecuados para supervisar la situación de la central, y los controles necesarios para la utilización manual del equipo.

5.14. En el diseño se especificará la dotación de equipo y los procedimientos necesarios para mantener el control de la central y mitigar cualquier consecuencia perjudicial de la pérdida de control.

5.15. El equipo necesario para llevar a cabo acciones en los procesos de respuesta manual y recuperación se colocará en el lugar más adecuado, para que se encuentre disponible en el momento en que se necesite y se pueda acceder a él en condiciones de seguridad en las situaciones ambientales previstas.

Requisito 17: Peligros internos y externos

Se especificarán todos los peligros internos y externos previsibles, comprendida la posibilidad de que sucesos provocados directa o

indirectamente por el ser humano afecten a la seguridad de la central nuclear, y sus efectos deberán ser evaluados. Los peligros se tendrán en cuenta al diseñar la configuración de la central y al determinar los sucesos iniciadores postulados y las cargas generadas que se utilizarán en el diseño de los elementos importantes para la seguridad de la central.

5.15A. Los elementos importantes para la seguridad se diseñarán y colocarán, teniendo debidamente en cuenta otras consecuencias para la seguridad, a fin de soportar los efectos de los peligros o de estar protegido, en función de su importancia para la seguridad, contra peligros y contra mecanismos de fallo de causa común generados por los peligros.

5.15B. En el caso de emplazamientos de centrales con unidades múltiples, en el diseño se tendrá debidamente en cuenta la posibilidad de que peligros específicos tengan efectos simultáneamente en varias o incluso en todas las unidades del emplazamiento.

Peligros internos

5.16. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta peligros internos como incendios, explosiones, inundaciones, generación de proyectiles, hundimiento de estructuras y caídas de objetos, latigues de tuberías, impactos de chorros y emisiones de fluidos de sistemas averiados o de otras instalaciones en el emplazamiento. Se incluirán elementos apropiados de prevención y mitigación para garantizar que la seguridad no se vea comprometida.

Peligros externos

5.17. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta los sucesos externos naturales o provocados por el ser humano¹¹ (es decir, los sucesos de origen externo a la central) que se hayan determinado en el proceso de evaluación del emplazamiento. Al postular los peligros potenciales, se considerarán la causalidad y la probabilidad. A corto plazo, no se permitirá que la seguridad de la central dependa de la disponibilidad de servicios ubicados fuera del emplazamiento, como el suministro de electricidad y los servicios de extinción de incendios. En el diseño se tendrán debidamente en cuenta las condiciones específicas del

¹¹ Los requisitos relativos a la evaluación del emplazamiento de las instalaciones nucleares se establecen en la publicación NSR-3 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares* [10].

emplazamiento para determinar el plazo máximo en el que los servicios situados fuera del emplazamiento deben estar disponibles.

5.18. Este párrafo ha sido suprimido y el contenido, con un alcance mayor, se ha transferido al nuevo párrafo 5.15A.

5.19. Se incluirán funciones para reducir al mínimo las interacciones entre los edificios que alberguen elementos importantes para la seguridad (incluido el cableado eléctrico y el cableado de control) y cualquier otra estructura de la central como resultado de los sucesos externos considerados en el diseño.

5.20. Este párrafo ha sido suprimido y el contenido, con un alcance mayor, se ha transferido al nuevo párrafo 5.15A.

5.21. En el diseño de la central se establecerá un margen adecuado a fin de proteger elementos importantes para la seguridad contra niveles de peligros externos que se considerarán en el diseño, derivados de la evaluación de los peligros para el emplazamiento, y a fin de evitar efectos de corte abrupto.¹²

5.21A. En el diseño de la central se establecerá también un margen adecuado para proteger elementos que en última instancia serán necesarios para prevenir una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva grande en caso de niveles de peligros naturales que superen los considerados en el diseño, derivados de la evaluación de los peligros para el emplazamiento.

5.22. Este párrafo ha sido suprimido y el contenido, con un alcance mayor, se ha transferido al nuevo párrafo 5.15B.

Requisito 18: Reglas tecnológicas de diseño

Las reglas tecnológicas de diseño de los elementos importantes para la seguridad en una central nuclear se especificarán y se ajustarán a los códigos y las normas nacionales e internacionales aplicables así como a prácticas tecnológicas probadas, teniendo debidamente en cuenta su pertinencia para la tecnología nucleoelectrónica.

¹² Un “efecto de corte abrupto” en una central nuclear es un caso de comportamiento anormal grave de la central causado por una transición abrupta de un estado de la central a otro tras una pequeña desviación de un parámetro de la central, y por lo tanto una variación importante y repentina de las condiciones de la central en respuesta a una pequeña variación en un parámetro de entrada.

5.23. En el diseño de la central nuclear se aplicarán métodos que garanticen un diseño robusto, y se adoptarán prácticas tecnológicas probadas con el fin de asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad fundamentales en todos los estados operacionales y todas las condiciones de accidente.

Requisito 19: Accidentes base de diseño

De los sucesos iniciadores postulados se deducirá un conjunto de accidentes que se habrán de tener en cuenta en el diseño a efectos de establecer las condiciones límite que la central nuclear deberá resistir, sin sobrepasar los límites aceptables de protección radiológica.

5.24. Los accidentes base de diseño se utilizarán para definir las bases de diseño, comprendidos los criterios de funcionamiento, de los sistemas de seguridad y de otros elementos importantes para la seguridad que son necesarios para controlar las condiciones de accidente base de diseño, con objeto de devolver la central a un estado seguro y mitigar las consecuencias de los accidentes.

5.25. El diseño será de tal índole que, para las condiciones de accidente base de diseño, los parámetros fundamentales de la central no excedan de los límites de diseño especificados. Un objetivo primordial será gestionar todos los accidentes base de diseño de modo que no tengan consecuencias radiológicas, o que estas sean solo menores, dentro o fuera del emplazamiento, y no se requiera ninguna medida protectora fuera del emplazamiento.

5.26. Los accidentes base de diseño se analizarán de manera conservadora. Este método entraña la postulación de ciertos fallos en los sistemas de seguridad, la definición de criterios de diseño y la utilización en el análisis de supuestos, modelos y parámetros de entrada conservadores.

Requisito 20: Condiciones adicionales de diseño

Se deducirá un conjunto de condiciones adicionales de diseño sobre la base de una evaluación tecnológica y de análisis deterministas y probabilistas con miras a seguir mejorando la seguridad de la central nuclear mediante el aumento de la capacidad de la central para soportar, sin consecuencias radiológicas inaceptables, accidentes más graves que los previstos en la base de diseño o que entrañen fallos adicionales. Estas condiciones adicionales de diseño se utilizarán para definir los escenarios de accidente adicionales que deberán abordarse en el diseño y planificar disposiciones viables para la prevención de esos accidentes o la mitigación de sus consecuencias.

5.27. Se realizará un análisis de las condiciones adicionales de diseño de la central¹³. El principal objetivo técnico del examen de las condiciones adicionales de diseño es proporcionar garantías de que el diseño de la central sea de tal índole que permita evitar las condiciones de accidente no consideradas condiciones de accidente base de diseño, o mitigar sus consecuencias, en la medida en que sea razonablemente posible. Esto podría requerir características de seguridad adicionales para las condiciones adicionales de diseño, o la ampliación de la capacidad de los sistemas de seguridad para prevenir los accidentes muy graves, o mitigar sus consecuencias, o mantener la integridad de la contención. Estas características de seguridad adicionales de las condiciones adicionales de diseño, o esta ampliación de la capacidad de los sistemas de seguridad, serán de tal índole que garanticen la capacidad de gestionar condiciones de accidente en las que exista una cantidad considerable de material radiactivo en la contención (incluido el material radiactivo resultante de la degradación severa del núcleo del reactor). La central se diseñará de modo que pueda devolverse a un estado controlado y se pueda mantener la función de contención, lo que daría por resultado la “práctica eliminación” de la posibilidad de que se den estados de la central que puedan dar lugar a una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva grande¹⁴. La eficacia de las disposiciones para garantizar la funcionalidad de la contención podría analizarse sobre la base del enfoque de la estimación óptima.

5.28. Las condiciones adicionales de diseño se utilizarán para definir las especificaciones de diseño de los elementos de seguridad y para el diseño de todos los demás elementos importantes para la seguridad que son necesarios para impedir la aparición de esas condiciones o, en caso de que se den, para controlarlas y mitigar sus consecuencias.

¹³ El análisis de las condiciones adicionales de diseño de la central podría realizarse mediante un enfoque de estimación óptima (pueden utilizarse enfoques más rigurosos en función de las necesidades de los Estados).

¹⁴ Se puede considerar que la posibilidad de que se den ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurren esas condiciones.

5.29. En el análisis que se realice se identificarán los elementos concebidos para utilizarse en los sucesos considerados en las condiciones adicionales de diseño, o que pueden¹⁵ impedir o mitigar esos sucesos. Esos elementos:

- a) serán independientes, en la medida de lo posible, de los utilizados en accidentes más frecuentes;
- b) serán capaces de funcionar en las condiciones ambientales correspondientes a esas condiciones adicionales de diseño, comprendidas las condiciones adicionales de diseño en accidentes muy graves, según proceda;
- c) su fiabilidad será proporcional a la función que deban cumplir.

5.30. En particular, la contención y sus elementos de seguridad deberán poder soportar escenarios extremos que incluyan, entre otras cosas, la fusión del núcleo del reactor. Esos escenarios se seleccionarán a base de criterios técnicos y de la información obtenida de los análisis probabilistas de la seguridad.

5.31. El diseño se realizará de modo que la posibilidad de que se den condiciones que puedan dar lugar a una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva grande quede “prácticamente eliminada”¹⁶.

5.31A. El diseño se realizará de modo que para las condiciones adicionales de diseño, las medidas protectoras de alcance limitado en el tiempo y las áreas de aplicación basten para proteger al público, y se dispondrá de tiempo suficiente para adoptar esas medidas.

Combinaciones de sucesos y fallos

5.32. Cuando los resultados de la evaluación tecnológica y de los análisis de seguridad deterministas y probabilistas indiquen que combinaciones de sucesos podrían dar lugar a incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente, tales combinaciones de sucesos se considerarán accidentes base de diseño o se incluirán como parte de las condiciones adicionales de diseño, en función principalmente de la probabilidad de que ocurran. Algunos sucesos podrían ser

¹⁵ Para devolver la central a un estado seguro o mitigar las consecuencias de un accidente podrían tenerse en cuenta la capacidad de diseño total de la central y el uso temporal de sistemas adicionales.

¹⁶ Se puede considerar que la posibilidad de que se den ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurren esas condiciones.

consecuencia de otros, como una inundación después de un terremoto. Esos efectos indirectos se considerarán parte del suceso iniciador postulado original.

Requisito 21: Separación física e independencia de los sistemas de seguridad

Se impedirá la interferencia entre sistemas de seguridad o entre elementos redundantes de un sistema por medios como la separación física, el aislamiento eléctrico, la independencia funcional y la independencia de comunicación (transferencia de datos), según proceda.

5.33. El equipo del sistema de seguridad (comprendidos los cables y los conductos eléctricos) será fácilmente identificable en la central para cada elemento redundante de un sistema de seguridad.

Requisito 22: Clasificación de seguridad

Todos los elementos importantes para la seguridad serán identificados y clasificados a base de su función e importancia para la seguridad.

5.34. El método para clasificar la pertinencia desde el punto de vista de la seguridad de los elementos importantes para la seguridad se basará principalmente en métodos deterministas complementados, cuando proceda, por métodos probabilistas, y se tendrán debidamente en cuenta factores como:

- a) la función o las funciones de seguridad que el elemento deberá desempeñar;
- b) las consecuencias del incumplimiento de una función de seguridad;
- c) la frecuencia con que el elemento deberá realizar una función de seguridad;
- y
- d) el tiempo después de un suceso iniciador postulado, o el período en que el elemento deberá realizar una función de seguridad.

5.35. El diseño se realizará de modo que se evite cualquier interferencia entre elementos importantes para la seguridad y, en particular, que cualquier fallo de un elemento importante para la seguridad en un sistema de una categoría de seguridad inferior se propague a otro sistema de una categoría de seguridad superior.

5.36. El equipo que desempeña funciones múltiples se clasificará en una categoría de seguridad que coincida con su función más importante.

Requisito 23: Fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad

La fiabilidad de los elementos importantes para la seguridad será proporcional a su relevancia desde el punto de vista de la seguridad.

5.37. En el diseño de los elementos importantes para la seguridad se garantizará que el equipo pueda cualificarse, adquirirse, instalarse, ponerse en servicio, explotarse y mantenerse de modo que pueda resistir, con fiabilidad y eficacia suficientes, todas las condiciones especificadas en la base de diseño de esos elementos.

5.38. En la selección del equipo se tendrá en cuenta tanto su funcionamiento espurio como modos de fallo no seguros. En el proceso de selección se dará preferencia al equipo que presente un modo de fallo pronosticable y conocido, y cuyo diseño facilite su reparación o sustitución.

Requisito 24: Fallos de causa común

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

Requisito 25: Criterio del fallo único

El criterio del fallo único se aplicará a cada grupo de seguridad incorporado en el diseño de la central.

5.39. Al aplicar el criterio de fallo único¹⁷ a un grupo o sistema de seguridad, el funcionamiento espurio se considerará una modalidad de fallo.

5.40. En el diseño se tendrá debidamente en cuenta el fallo de un componente pasivo, excepto si en el análisis de fallo único se ha justificado con un alto nivel

¹⁷ Un fallo único es el que se traduce en la pérdida de capacidad de un sistema o componente para desempeñar las funciones de seguridad que le corresponden, y cualquier otro fallo que de él se derive. El criterio del fallo único es un criterio (o requisito) aplicado a un sistema, por el cual este debe conservar la capacidad de desempeñar su función en caso de cualquier fallo único.

de fiabilidad que un fallo de ese componente es muy improbable y que su función no se vería afectada por el suceso iniciador postulado.

Requisito 26: Diseño según el principio de fallo sin riesgo

El concepto de fallo sin riesgo se incorporará, según proceda, en el diseño de los sistemas y componentes importantes para la seguridad.

5.41. Los sistemas y componentes importantes para la seguridad se diseñarán para un comportamiento de fallo sin riesgo, según proceda, de modo que su fallo o el fallo de un elemento auxiliar no impidan el desempeño de la función de seguridad prevista.

Requisito 27: Sistemas de servicios auxiliares

Los sistemas de servicios auxiliares que garantizan la operabilidad del equipo que forma parte de un sistema importante para la seguridad se clasificarán en consecuencia.

5.42. La fiabilidad, redundancia, diversidad e independencia de los sistemas de servicios auxiliares, así como la dotación de dispositivos para su aislamiento y para la comprobación de su capacidad funcional, estarán en consonancia con la importancia para la seguridad del sistema al que prestan apoyo.

5.43. No se permitirá que el fallo de un sistema de servicios auxiliares pueda afectar simultáneamente a partes redundantes de un sistema de seguridad o a un sistema que desempeñe diversas funciones de seguridad y poner en peligro la capacidad de esos sistemas para cumplir sus funciones de seguridad.

Requisito 28: Límites y condiciones operacionales para la explotación segura

En el diseño se establecerán un conjunto de límites y condiciones operacionales para la explotación segura de la central nuclear.

5.44. Los requisitos y los límites y las condiciones operacionales previstos en el diseño de la central nuclear serán, entre otros (requisito 6 de la publicación Nº SSR-2/2 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Seguridad de las centrales nucleares: Puesta en servicio y explotación* [4]):

- a) los límites de seguridad;
- b) los puntos de tarado de los sistemas de seguridad;

- c) los límites y las condiciones operacionales para la explotación normal;
- d) las restricciones de sistemas de control y de procedimiento en variables de proceso y otros parámetros importantes;
- e) los requisitos para actividades de vigilancia, mantenimiento, comprobación e inspección de la central con el fin de garantizar que las estructuras, los sistemas y los componentes funcionen según lo previsto en el diseño, y cumplir el requisito de optimización manteniendo los riesgos radiológicos en niveles tan bajos como sea razonablemente posible;
- f) las configuraciones operacionales definidas, incluso restricciones operacionales en caso de que no estén disponibles los sistemas de seguridad o los sistemas relacionados con la seguridad; y
- g) las declaraciones de actuación, comprendidos los plazos de finalización de las medidas de respuesta a las desviaciones de los límites y las condiciones operacionales.

DISEÑO PARA LA EXPLOTACIÓN SEGURA DURANTE LA VIDA ÚTIL DE LA CENTRAL

Requisito 29: Calibración, ensayo, mantenimiento, reparación, sustitución, inspección y vigilancia de los elementos importantes para la seguridad

Los elementos importantes para la seguridad de una central nuclear se diseñarán de modo que puedan calibrarse, comprobarse, mantenerse, repararse o sustituirse, inspeccionarse y vigilarse, según proceda, con el fin de garantizar su capacidad de desempeñar sus funciones y mantener su integridad en todas las condiciones especificadas en su base de diseño.

5.45. La configuración de la central será de tal índole que facilite las actividades de calibración, comprobación, mantenimiento, reparación o sustitución, inspección y vigilancia y que estas puedan realizarse conforme a los códigos y las normas nacionales e internacionales pertinentes. Esas actividades serán acordes con la importancia de las funciones de seguridad que hayan de realizarse, y se llevarán a cabo sin exposición indebida del personal.

5.46. Cuando se prevea la calibración, la comprobación o el mantenimiento de elementos importantes para la seguridad en situaciones de funcionamiento a potencia, los respectivos sistemas se diseñarán de modo que la realización de esas tareas no entrañe una reducción significativa de la fiabilidad del comportamiento de las funciones de seguridad. Se incluirán en el diseño disposiciones relativas a la calibración, la comprobación, el mantenimiento, la reparación, la sustitución o

la inspección de los elementos importantes para la seguridad durante la parada, de modo que esas tareas puedan realizarse sin que ello entrañe una reducción significativa de la fiabilidad del comportamiento de las funciones de seguridad.

5.47. Si no es posible diseñar un elemento importante para la seguridad de modo que pueda someterse a prueba, inspección o vigilancia en la medida deseable, se ofrecerá una justificación técnica robusta que incorpore el siguiente enfoque:

- a) se especificarán otros métodos sustitutivos y/o indirectos comprobados, tales como la vigilancia mediante ensayo de los elementos de referencia o el uso de métodos de cálculo verificados y validados;
- b) se aplicarán márgenes de seguridad prudentes o se adoptarán otras precauciones apropiadas para contrarrestar posibles fallos imprevistos.

Requisito 30: Cualificación de elementos importantes para la seguridad

Se aplicará un programa de cualificación de elementos importantes para la seguridad a fin de verificar que estos pueden realizar en una central nuclear sus funciones previstas cuando sea necesario, y en las condiciones ambientales imperantes, a lo largo de toda su vida de diseño, teniendo debidamente en cuenta las condiciones de la central durante el mantenimiento y el ensayo.

5.48. Las condiciones ambientales consideradas en el programa de cualificación de los elementos importantes para la seguridad en una central nuclear incluirán las variaciones en las condiciones ambientales previstas en el diseño base de la central.

5.49. En el programa de cualificación de elementos importantes para la seguridad se tendrán en cuenta los efectos de envejecimiento causados por factores ambientales (como las condiciones de vibración, irradiación, humedad o temperatura) durante la vida útil prevista de los elementos importantes para la seguridad. Cuando los elementos importantes para la seguridad estén sometidos a sucesos naturales externos y deban cumplir una función de seguridad durante un suceso de ese tipo o después de él, el programa de cualificación reproducirá en la medida de lo posible las condiciones impuestas a los elementos importantes para la seguridad por el suceso natural externo, sea mediante una prueba, un análisis o una combinación de ambos.

5.50. En el programa de cualificación se incluirá toda condición ambiental que pueda razonablemente preverse y que pueda aparecer en estados operacionales

concretos, como la comprobación periódica del coeficiente de pérdida de la contención.

Requisito 31: Gestión del envejecimiento

Se determinará la vida de diseño de los elementos importantes para la seguridad en la central nuclear. Se establecerán en el diseño márgenes apropiados de forma que se tomen debidamente en cuenta los mecanismos pertinentes de envejecimiento, fragilización neutrónica y desgaste, y el posible deterioro relacionado con el envejecimiento, con objeto de asegurar la capacidad de los elementos importantes para la seguridad de desempeñar sus funciones de seguridad necesarias durante toda su vida de diseño.

5.51. En el diseño de la central nuclear se tendrán debidamente en cuenta los efectos de envejecimiento y desgaste en todos los estados operacionales para los que un componente está acreditado, incluidos los ensayos, el mantenimiento, las interrupciones del servicio por mantenimiento, los estados de la central durante un suceso iniciador postulado y los estados de la central posteriores a un suceso iniciador postulado.

5.52. Se adoptarán disposiciones para la vigilancia, la comprobación, la recogida de muestras y la inspección con el fin de evaluar los mecanismos de envejecimiento previstos en la fase de diseño y contribuir a determinar comportamientos imprevistos de la central o el deterioro que pudiera producirse durante el funcionamiento.

FACTORES HUMANOS

Requisito 32: Diseño para una actuación óptima del operador

La consideración sistemática de factores humanos, comprendida la interfaz hombre-máquina, se incluirá en una fase temprana del proceso de diseño de la central nuclear y proseguirá a lo largo de todo el proceso de diseño.

5.53. En el diseño de la central nuclear se especificará el número mínimo de personal de explotación necesario para realizar todas las operaciones simultáneas que se precisan para poner la central en un estado seguro.

5.54. El personal de explotación que haya adquirido experiencia operacional en centrales similares participará activamente, en la medida de lo posible, en el

proceso de diseño dirigido por la organización encargada del diseño, con el fin de asegurar que se tengan en cuenta lo antes posible en ese proceso la explotación y el mantenimiento futuros del equipo.

5.55. En el diseño se apoyará al personal de explotación en el cumplimiento de sus responsabilidades y en el desempeño de sus funciones, y se limitará la probabilidad y los efectos de los errores de operación en la seguridad. En el proceso de diseño se tomará debidamente en consideración la configuración de la central y la configuración del equipo, así como los procedimientos, comprendidos los de mantenimiento e inspección, con objeto de facilitar la interacción entre el personal de explotación y la central, en todos los estados de la central.

5.56. La interfaz hombre-máquina se diseñará de modo que proporcione al personal de explotación información amplia pero fácilmente manejable, compatible con los plazos necesarios para adoptar decisiones y llevar a cabo actuaciones. La información que el personal de explotación necesita para adoptar decisiones de actuación se presentará de manera sencilla e inequívoca.

5.57. Se facilitará a la entidad explotadora la información necesaria para:

- a) evaluar el estado general de la central sea cual fuere la situación;
- b) explotar la central dentro de los límites especificados para los parámetros relativos a los sistemas y el equipo de la central (límites y condiciones operacionales);
- c) confirmar que las medidas de seguridad para la activación de los sistemas de seguridad se ponen en marcha automáticamente en caso necesario y que esos sistemas funcionan según lo previsto; y
- d) determinar tanto la necesidad como el momento de la puesta en marcha manual de las medidas de seguridad especificadas.

5.58. El diseño se encaminará a promover el éxito de las acciones del operador teniendo debidamente en cuenta el tiempo disponible, las condiciones que cabe prever y la presión psicológica sobre el operador.

5.59. Se reducirá al mínimo la necesidad de que el operador intervenga en breves plazos de tiempo, y se demostrará que dispone de tiempo suficiente para adoptar una decisión y actuar.

5.60. En el diseño se garantizará que, tras un suceso que afecte a la central, las condiciones ambientales en la sala de control o la sala complementaria de control,

y en los lugares situados en la ruta de acceso a la sala de control complementaria, no pongan en peligro la protección y la seguridad del personal de explotación.

5.61. El diseño de los lugares de trabajo y el entorno de trabajo del personal de explotación se ajustará a los conceptos de ergonomía.

5.62. En las fases apropiadas se incluirá la verificación y validación, también mediante simuladores, de elementos relacionados con factores humanos para confirmar que las acciones necesarias del explotador han sido determinadas y pueden realizarse correctamente.

OTRAS CONSIDERACIONES DE DISEÑO

Requisito 33: Sistemas de seguridad, y características de seguridad para las condiciones adicionales de diseño, de unidades de una central nuclear con múltiples unidades

Cada unidad de una central nuclear con múltiples unidades tendrá sus propios sistemas de seguridad y sus propias características de seguridad para las condiciones adicionales de diseño.

5.63. Para seguir mejorando la seguridad, en el diseño se considerarán medios que permitan interconexiones entre las unidades de una central nuclear con múltiples unidades.

Requisito 34: Sistemas que contienen materiales fisibles o radiactivos

Todos los sistemas de una central nuclear que puedan contener materiales fisibles o radiactivos se diseñarán de modo que: se eviten sucesos que puedan dar lugar a una emisión radiactiva no controlada al medio ambiente; se eviten la criticidad y el sobrecalentamiento accidentales; se garantice que las emisiones radiactivas se mantengan por debajo de los límites de descarga autorizados en condiciones de funcionamiento normal y por debajo de los límites aceptables en condiciones de accidente, y sean tan bajas como sea razonablemente posible; y se facilite la mitigación de las consecuencias radiológicas de los accidentes.

Requisito 35: Centrales nucleares usadas para la cogeneración de calor y electricidad, la generación de calor o la desalación

Las centrales nucleares acopladas con unidades de utilización de calor (por ejemplo, para calefacción urbana) y/o unidades de desalación de agua se diseñarán de modo que se eviten procesos que transporten radionucleidos de la central nuclear a la unidad de desalación o la unidad de calefacción urbana en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

Requisito 36: Salidas de emergencia de la central

La central nuclear dispondrá de un número suficiente de salidas de emergencia, señaladas de modo claro y duradero, con iluminación de emergencia fiable, ventilación y otros servicios esenciales para el uso seguro de esas salidas.

5.64. Las salidas de emergencia de la central nuclear cumplirán los requisitos nacionales e internacionales pertinentes relativos a la delimitación de zonas de radiación y la protección contra incendios, así como los requisitos nacionales pertinentes de seguridad industrial y seguridad física de las centrales.

5.65. Se dispondrá como mínimo de una salida de emergencia de los lugares de trabajo y de otras zonas ocupadas después de un suceso interno o externo o después de combinaciones de sucesos considerados en el diseño.

Requisito 37: Sistemas de comunicación en la central

Para facilitar la explotación segura en todas las modalidades de funcionamiento normal se preverán medios de comunicación eficaces en toda la central nuclear que deberán estar disponibles para ser utilizados tras cualquier suceso iniciador postulado y en condiciones de accidente.

5.66. Se preverán sistemas de alarma y medios de comunicación adecuados, de modo que todas las personas que se encuentren en la central nuclear y en el emplazamiento puedan recibir avisos e instrucciones en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

5.67. Se preverán los medios de comunicación distintos y adecuados que sean necesarios para la seguridad dentro de la central nuclear y en las zonas más próximas a ella, y para la comunicación con las entidades pertinentes fuera del emplazamiento.

Requisito 38: Control de acceso a la central

La central nuclear estará aislada de las zonas circundantes mediante una distribución adecuada de los distintos elementos estructurales, de forma que el acceso a sus instalaciones pueda estar controlado.

5.68. En el diseño de los edificios y en la distribución del emplazamiento se adoptarán disposiciones para controlar el acceso a la central nuclear del personal de explotación y/o el equipo, incluidos el personal y los vehículos de respuesta a emergencias, y se prestará especial atención a las medidas para impedir la entrada no autorizada en la central de personas y mercancías.

Requisito 39: Prevención del acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad o la interferencia con esos elementos

Se evitará el acceso no autorizado a elementos importantes para la seguridad, comprendidos los equipos y programas informáticos, o la interferencia con esos elementos.

Requisito 40: Prevención de interacciones perjudiciales de sistemas importantes para la seguridad

Se evaluará la posibilidad de que existan interacciones perjudiciales de sistemas importantes para la seguridad en la central nuclear que podría ser necesario utilizar simultáneamente, y se evitarán los efectos de cualquier interacción perjudicial.

5.69. En el análisis de la posibilidad de que existan interacciones perjudiciales de sistemas importantes para la seguridad se tendrán debidamente en cuenta las interconexiones físicas y los posibles efectos del funcionamiento, el mal funcionamiento o el fallo de un sistema en las condiciones ambientales locales de otros sistemas esenciales, con el fin de asegurar que los cambios en las condiciones ambientales no afecten a la fiabilidad de los sistemas o componentes en su funcionamiento previsto.

5.70. Si dos sistemas de fluidos importantes para la seguridad están interconectados y funcionan a distintas presiones, ambos se diseñarán para soportar la presión mayor, o se adoptarán disposiciones para evitar que se supere la presión de diseño del sistema que funciona a la presión más baja.

Requisito 41: Interacciones entre la red eléctrica y la central

La funcionalidad de los elementos importantes para la seguridad en la central nuclear no se verá comprometida por alteraciones en la red eléctrica, incluidas las variaciones previstas del voltaje y la frecuencia de suministro de la red.

ANÁLISIS DE SEGURIDAD

Requisito 42: Análisis de seguridad del diseño de la central

Se realizará un análisis de seguridad del diseño de la central nuclear, en el que se aplicarán métodos de análisis tanto deterministas como probabilistas a fin de poder examinar y evaluar los problemas de seguridad en las distintas categorías de estados de la central.

5.71. En función del análisis de seguridad se confirmará la base de diseño de los elementos importantes para la seguridad y sus vinculaciones con los sucesos iniciadores y las secuencias de sucesos¹⁸. Se demostrará que la central nuclear, tal como está diseñada, puede cumplir los límites de descarga autorizados para casos de emisiones radiactivas y los límites de dosis en todos los estados operacionales, y que puede cumplir los límites aceptables para condiciones de accidente.

5.72. El análisis de seguridad ofrecerá garantías de que se ha aplicado la defensa en profundidad en el diseño de la central.

5.73. El análisis de la seguridad ofrecerá garantías de que las incertidumbres se han tenido debidamente en cuenta en el diseño de la central y, en particular, de que existen márgenes adecuados para evitar efectos de corte abrupto¹⁹ y emisiones radiactivas tempranas o emisiones radiactivas grandes.

¹⁸ En la publicación GSR Part 4 (Rev. 1) [2] se establecen los requisitos relativos a la evaluación de la seguridad de instalaciones y actividades.

¹⁹ Un “efecto de corte abrupto” en una central nuclear es un caso de comportamiento anormal grave de la central causado por una transición abrupta de un estado de la central a otro tras una pequeña desviación de un parámetro de la central, y por lo tanto una variación importante y repentina de las condiciones de la central en respuesta a una pequeña variación en un parámetro de entrada.

5.74. La aplicabilidad de las hipótesis analíticas, los métodos y el grado de precaución utilizados en el diseño de la central se actualizarán y verificarán para el diseño actual o acorde a obra.

Enfoque determinista

5.75. El análisis determinista de seguridad incluirá principalmente los siguientes aspectos:

- a) establecimiento y confirmación de las bases de diseño de todos los elementos importantes para la seguridad;
- b) caracterización de los sucesos iniciadores postulados que sean apropiados para el emplazamiento y para el diseño de la central;
- c) análisis y evaluación de las secuencias de sucesos resultantes de los sucesos iniciadores postulados para confirmar los requisitos de cualificación;
- d) comparación de los resultados del análisis con los criterios de aceptación, los límites del diseño, los límites de dosis y los límites aceptables con fines de protección radiológica;
- e) demostración de que es posible gestionar los incidentes operacionales previstos y los accidentes base de diseño mediante medidas de seguridad para la activación automática de los sistemas de seguridad en combinación con las acciones establecidas llevadas a cabo por el operador;
- f) demostración de que es posible gestionar las condiciones adicionales de diseño mediante la activación automática de los sistemas de seguridad y el uso de elementos de seguridad en combinación con las acciones previstas del operador.

Enfoque probabilista

5.76. En el diseño se tendrá debidamente en cuenta el análisis probabilista de la seguridad de la central en todas las modalidades de explotación y todos los estados de la central, incluida la parada, con el objetivo particular de:

- a) establecer que se ha logrado un diseño equilibrado, de modo que ninguna característica en particular o ningún suceso iniciador postulado contribuya de forma excesiva o considerablemente incierta a los riesgos generales y que, en la medida de lo posible, los niveles de defensa en profundidad sean independientes;

- b) proporcionar garantías de que se evitarán situaciones en las que pequeñas desviaciones de los parámetros de la central puedan originar grandes variaciones en las condiciones de la central (efectos de corte abrupto)²⁰;
- c) comparar los resultados del análisis con los criterios de aceptación del riesgo cuando estos hayan sido especificados.

6. DISEÑO DE SISTEMAS ESPECÍFICOS DE LA CENTRAL

NÚCLEO DEL REACTOR Y SISTEMAS CONEXOS

Requisito 43: Comportamiento de los elementos y conjuntos combustibles

Los elementos y conjuntos combustibles de la central nuclear se diseñarán de modo que mantengan su integridad estructural y resistan satisfactoriamente los niveles de radiación previstos y otras condiciones existentes en el núcleo del reactor, en combinación con todos los procesos de deterioro que puedan tener lugar en los estados operacionales.

6.1. Los procesos de deterioro que han de tenerse en cuenta serán los producidos por los siguientes factores:

- la expansión y deformación diferencial;
- la presión externa del refrigerante;
- el aumento de la presión interna debido a los productos de fisión y la acumulación de helio en los elementos combustibles;
- la irradiación del combustible y otros materiales en el conjunto combustible;
- los cambios de presión y temperatura debidos a cambios en la demanda de electricidad;
- los efectos químicos;

²⁰ Un “efecto de corte abrupto” en una central nuclear es un caso de comportamiento anormal grave de la central causado por una transición abrupta de un estado de la central a otro tras una pequeña desviación de un parámetro de la central, y por lo tanto una variación importante y repentina de las condiciones de la central en respuesta a una pequeña variación en un parámetro de entrada.

- las cargas estáticas y dinámicas, comprendidas las vibraciones inducidas por flujo y las vibraciones mecánicas; y
- los cambios de comportamiento en relación con la transmisión térmica que puedan proceder de deformaciones o efectos químicos.

Se tendrán en cuenta las inexactitudes de los datos, los cálculos y la fabricación.

6.2. Los límites de diseño del combustible incluirán límites en relación con las fugas admisibles de productos de fisión del combustible en caso de incidentes operacionales previstos, de modo que el combustible siga siendo apto para su uso continuo.

6.3. Los elementos y conjuntos combustibles podrán resistir las cargas y tensiones asociadas a la manipulación del combustible.

Requisito 44: Capacidad estructural del núcleo del reactor

Los elementos y conjuntos combustibles de la central nuclear y sus estructuras de apoyo se diseñarán de modo que, en los estados operacionales y en condiciones de accidente distintas de los accidentes muy graves, se mantenga una geometría que permita una refrigeración suficiente y no se vea dificultada la inserción de barras de control.

Requisito 45: Control del núcleo del reactor

Las distribuciones del flujo neutrónico que puedan producirse en cualquier estado del núcleo del reactor en la central nuclear, incluidos los estados posteriores a la parada y los que se originen durante o después de la recarga de combustible, y los estados causados por incidentes operacionales previstos y por condiciones de accidente que no entrañan la degradación del núcleo del reactor, serán inherentemente estables. La presión ejercida sobre el sistema de control para que mantenga las formas, los niveles y la estabilidad del flujo neutrónico dentro de los límites de diseño especificados en todos los estados operacionales se reducirá al mínimo.

6.4. Se dispondrán medios adecuados de detección de las distribuciones del flujo neutrónico en el núcleo del reactor y sus cambios con el fin de asegurar que no haya zonas del núcleo en las que puedan superarse los límites de diseño.

6.5. En el diseño de los dispositivos de control de la reactividad se tendrán debidamente en cuenta el desgaste y los efectos de la irradiación, como el quemado, los cambios de las propiedades físicas y la producción de gas.

6.6. El grado máximo de reactividad positiva y su tasa de aumento por inserción en los estados operacionales y condiciones de accidente que no entrañen la degradación del núcleo del reactor se limitarán o compensarán de modo que no se produzca ningún fallo de la barrera de presión de los sistemas de refrigeración del reactor, se mantenga la capacidad de refrigeración y el núcleo del reactor no sufra ningún daño importante.

Requisito 46: Parada del reactor

Se facilitarán los medios necesarios para asegurar la capacidad de parar el reactor de la central nuclear en los estados operacionales y condiciones de accidente, y para mantener parado el reactor aun en condiciones de máxima reactividad del núcleo.

6.7. La eficacia, la rapidez de actuación y el margen de parada de los sistemas de parada del reactor serán tales que no se rebasen los límites de diseño especificados para el combustible.

6.8. Al juzgar la idoneidad de los sistemas de parada del reactor, se prestará atención a los fallos que se pudieran producir en cualquier parte de la central y a consecuencia de los cuales pudiera quedar inoperante un sector de los sistemas de parada (tales como un fallo en la inserción de una barra de control), o que pudieran provocar un fallo de causa común.

6.9. Para la parada del reactor se contará al menos con dos sistemas diferentes e independientes.

6.10. Al menos uno de los dos sistemas de parada diferentes será capaz, por sí solo, de mantener el reactor subcrítico con un margen adecuado y una alta fiabilidad, aun en condiciones de máxima reactividad del núcleo del reactor.

6.11. Los sistemas de parada serán adecuados para evitar cualquier aumento previsible de la reactividad que dé lugar a un estado de criticidad accidental durante la parada, o durante las operaciones de recarga u otras operaciones rutinarias o no rutinarias en estado de parada.

6.12. Se facilitarán sistemas de instrumentación y se especificarán ensayos para garantizar que los sistemas de parada permanezcan en todo momento en las condiciones estipuladas para un determinado estado de la central.

SISTEMAS DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

Requisito 47: Diseño de los sistemas de refrigeración del reactor

Los componentes de los sistemas de refrigeración del reactor de la central nuclear se diseñarán y construirán de modo que se reduzca al mínimo el riesgo de fallos imputables a calidad insuficiente de los materiales, normas de diseño inadecuadas, insuficiente capacidad de inspección o calidad inadecuada de la fabricación.

6.13. Las tuberías conectadas a la barrera de presión de los sistemas de refrigeración del reactor de la central nuclear estarán provistas de sistemas de aislamiento adecuados para limitar cualquier pérdida de fluido radiactivo (refrigerante primario) e impedir la pérdida de refrigerante mediante sistemas interrelacionados.

6.14. La barrera de presión del refrigerante del reactor se diseñará de forma que resulte muy improbable que se produzcan fisuras, y que cualquier fisura que se produzca se propague en un régimen de elevada resistencia a fracturas inestables y a la rápida propagación de grietas, lo que posibilitará la oportuna detección de esas fisuras.

6.15. Los sistemas de refrigeración del reactor se diseñarán de modo que se eviten los estados de la central que propicien la fragilización de los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

6.16. Para todos los estados operacionales y condiciones de accidente base de diseño, los componentes presentes en el interior de la barrera de presión del refrigerante del reactor, como impulsores de bombas y piezas de válvulas, se diseñarán de modo que se reduzca al mínimo la probabilidad de fallo y de daños consiguientes de otros componentes del sistema primario de refrigeración importantes para la seguridad, tomándose debidamente en cuenta el deterioro que pueda producirse durante el funcionamiento.

Requisito 48: Protección contra el exceso de presión de la barrera de presión del refrigerante del reactor

Se adoptarán disposiciones para asegurar que el funcionamiento de los dispositivos de alivio de presión proteja la barrera de presión de los sistemas de refrigeración del reactor contra el exceso de presión y no dé lugar a la emisión de material radiactivo directamente desde la central nuclear al medio ambiente.

Requisito 49: Inventario del refrigerante del reactor

Se adoptarán disposiciones para controlar el inventario, la temperatura y la presión del refrigerante del reactor, con el fin de que no se rebasen los límites especificados en el diseño en ningún estado operacional de la central nuclear, teniendo debidamente en cuenta los cambios volumétricos y las fugas.

Requisito 50: Depuración del refrigerante del reactor

Se dispondrá de instalaciones adecuadas en la central nuclear para eliminar del refrigerante del reactor las sustancias radiactivas, incluidos los productos de corrosión activados y los productos de fisión derivados del combustible, y las sustancias no radiactivas.

6.17. La capacidad de los sistemas necesarios de la central se basará en el límite especificado en el diseño con respecto a las fugas admisibles de combustible, y en un margen prudencial para asegurar que la central pueda funcionar con un nivel de actividad de circuito tan bajo como sea razonablemente posible, y que las emisiones radiactivas cumplan el requisito de ser tan bajas como sea razonablemente posible y no rebasen los límites de descarga autorizados.

Requisito 51: Eliminación del calor residual del núcleo del reactor

Se facilitarán los medios necesarios para eliminar el calor residual del núcleo del reactor en el estado de parada de la central nuclear, de modo que no se rebasen los límites de diseño del combustible, de la barrera de presión del refrigerante del reactor y de las estructuras importantes para la seguridad.

Requisito 52: Refrigeración de emergencia del núcleo del reactor

Se facilitarán los medios de refrigeración del núcleo del reactor necesarios para restablecer y mantener la refrigeración del combustible en condiciones de accidente en la central nuclear, incluso si no se mantiene la integridad de la barrera de presión del sistema primario de refrigeración.

6.18. Los medios de que se disponga para la refrigeración del núcleo del reactor garantizarán que:

- a) no se rebasen los parámetros limitadores de la vaina o de la integridad del combustible (como la temperatura);
- b) las posibles reacciones químicas se mantengan en un nivel aceptable;
- c) la eficacia de los medios de refrigeración del núcleo del reactor compense las posibles alteraciones del combustible y de la geometría interna del núcleo del reactor;
- d) la refrigeración del núcleo del reactor quede asegurada durante un tiempo suficiente.

6.19. Se dispondrá de elementos de diseño (como sistemas de detección de fugas, interconexiones apropiadas y sistemas de aislamiento), así como de la redundancia y diversidad adecuadas para cumplir los requisitos del párr. 6.18 con fiabilidad suficiente para cada suceso iniciador postulado.

Requisito 53: Transmisión térmica a un sumidero final de calor

Se garantizará la capacidad de transmisión de calor a un sumidero final de calor en todos los estados de la central.

6.19A. Los sistemas para la transmisión de calor tendrán una fiabilidad adecuada en los estados de la central en que deban cumplir la función de transmisión térmica. Ello podría requerir el uso de un sumidero final de calor diferente o un acceso diferente al sumidero final de calor.

6.19B. La función de transmisión térmica se cumplirá para niveles de peligros naturales más graves que los considerados en el diseño, derivados de la evaluación de los peligros para el emplazamiento.

ESTRUCTURA DE CONTENCIÓN Y SISTEMA DE CONTENCIÓN

Requisito 54: Sistema de contención del reactor

Se establecerá un sistema de contención con el fin de asegurar el cumplimiento de las siguientes funciones de seguridad en la central nuclear o contribuir a él: i) confinamiento de las sustancias radiactivas en los estados operacionales y condiciones de accidente; ii) protección del reactor frente a sucesos externos naturales o provocados por la mano del hombre; y iii)

blindaje contra las radiaciones en los estados operacionales y condiciones de accidente.

Requisito 55: Control de las emisiones radiactivas de la contención

En el diseño de la contención se asegurará que toda emisión radiactiva de la central nuclear al medio ambiente sea tan baja como resulte razonablemente posible, esté por debajo de los límites de descarga autorizados en los estados operacionales y no rebase los límites aceptables en condiciones de accidente.

6.20. La estructura de contención y los sistemas y componentes importantes para la estanqueidad del sistema de contención se diseñarán y construirán de modo que la tasa de fuga pueda comprobarse después de instalarse todas las penetraciones a través de la contención y, en caso necesario, durante la vida operacional de la central, de modo que la tasa de fuga pueda comprobarse a la presión de diseño de la contención.

6.21. El número de penetraciones a través de la contención se reducirá a un mínimo práctico, y todas las penetraciones cumplirán los mismos requisitos de diseño que la propia estructura de contención. Las penetraciones se protegerán contra las fuerzas de reacción procedentes del movimiento de las tuberías o de cargas accidentales, como las producidas por los proyectiles generados por sucesos externos o internos, los chorros y el latiguo de las tuberías.

Requisito 56: Aislamiento de la contención

Todo conducto que penetre en la contención en una central nuclear como parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor o que esté conectado directamente con la atmósfera de la contención será automática y fiablemente obturable en caso de un accidente en que la estanqueidad de la contención sea esencial para evitar emisiones de radiactividad al medio ambiente que superen los límites aceptables.

6.22. Los conductos que penetren en la contención como parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor y los conductos que estén conectados directamente con la atmósfera de la contención estarán provistos como mínimo de dos válvulas de aislamiento de la contención o válvulas de retención adecuadas

instaladas en serie²¹ y contarán con sistemas adecuados de detección de fugas. Las válvulas de aislamiento de la contención o válvulas de retención estarán situadas lo más cerca posible de la contención, y cada válvula podrá funcionar de manera fiable e independiente y ser sometida periódicamente a prueba.

6.23. Se permitirán excepciones de los requisitos relativos al aislamiento de la contención que figuran en el párr. 6.22 para clases específicas de conductos, como los conductos de instrumentos, o en los casos en que la aplicación de los métodos de aislamiento de la contención especificados en el párr. 6.22 reduzcan la fiabilidad de un sistema de seguridad que incluya una penetración en la contención.

6.24. Todo conducto que penetre en la contención y no forme parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor ni esté conectado directamente con la atmósfera de la contención tendrá como mínimo una válvula adecuada de aislamiento de la contención. Las válvulas de aislamiento de la contención estarán situadas fuera de la contención y lo más cerca posible de ella.

Requisito 57: Acceso a la contención

El acceso del personal de explotación a la contención en la central nuclear se realizará mediante esclusas dotadas de puertas de enclavamiento para asegurar que, como mínimo, una de las puertas permanezca cerrada durante el funcionamiento del reactor y en condiciones de accidente.

6.25. Cuando se adopten medidas para la entrada del personal de explotación con el fin de realizar actividades de vigilancia, se especificarán en el diseño disposiciones para garantizar la protección y la seguridad de ese personal. Cuando la contención esté dotada de esclusas, se especificarán en el diseño disposiciones para garantizar la protección y la seguridad del personal de explotación.

6.26. Las aberturas de la contención para el movimiento de equipo o materiales a través de la contención se diseñarán de modo que puedan cerrarse con rapidez y fiabilidad en caso de que sea necesario aislar la contención.

²¹ En la mayoría de los casos una válvula de aislamiento de la contención o válvula de retención está situada fuera de la contención y la otra dentro, aunque pueden admitirse otros tipos de instalaciones según el diseño.

Requisito 58: Control de las condiciones en la contención

Se establecerán disposiciones para controlar la presión y la temperatura en la contención de la central nuclear, así como toda acumulación de productos de fisión y otras sustancias gaseosas, líquidas o sólidas que pudieran liberarse dentro de la contención y afectar al funcionamiento de sistemas de importancia para la seguridad.

6.27. En el diseño se establecerán vías de paso suficientes entre compartimentos separados dentro de la contención. Las secciones transversales de las aberturas entre compartimentos tendrán unas dimensiones que aseguren que las diferencias de presión que tengan lugar durante la igualación manométrica en condiciones de accidente no causen daños inadmisibles en las estructuras que resisten la presión ni en los sistemas de importancia para mitigar los efectos de las condiciones de accidente.

6.28. Después de fugas accidentales de fluidos de alta energía se asegurará la capacidad de eliminar el calor de la contención con miras a reducir la presión y la temperatura en la contención y mantenerlas en niveles bajos aceptables. Los sistemas que realicen la función de eliminar el calor de la contención tendrán fiabilidad y redundancia suficientes para que esa función pueda realizarse.

6.28A. Se adoptarán disposiciones de diseño para prevenir la pérdida de la integridad estructural de la contención en todos los estados de la central. La aplicación de esas disposiciones no dará lugar a una emisión radiactiva temprana o una emisión radiactiva grande.

6.28B. El diseño también comprenderá elementos que permitan el uso seguro de equipo no permanente²² para restablecer la capacidad de eliminar el calor de la contención.

6.29. Se dispondrá, cuando sea necesario, de elementos de diseño para controlar los productos de fisión, el hidrógeno, el oxígeno y otras sustancias que puedan emitirse en el interior de la contención, con objeto de:

- a) reducir las cantidades de productos de fisión que puedan liberarse al medio ambiente en condiciones de accidente;

²² El equipo no permanente no tiene que estar almacenado necesariamente en el emplazamiento.

- b) controlar las concentraciones de hidrógeno, oxígeno y otras sustancias en la atmósfera de la contención en condiciones de accidente a fin de evitar cargas de deflagración o detonación que puedan poner en peligro la integridad de la contención.

6.30. Las cubiertas, los aislamientos térmicos y los revestimientos de los componentes y las estructuras dentro del sistema de contención se seleccionarán cuidadosamente y se especificarán sus métodos de aplicación para que desempeñen sus funciones de seguridad y se reduzca al mínimo la interferencia con otras funciones de seguridad en caso de que se deterioren dichas cubiertas, aislamientos térmicos y revestimientos.

SISTEMAS DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL

Requisito 59: Dotación de instrumentos

Se dispondrá de instrumentos para: determinar los valores de todas las variables principales que pueden influir en el proceso de fisión, en la integridad del núcleo del reactor, en los sistemas de refrigeración del reactor y en la contención de la central nuclear; obtener información esencial sobre la central necesaria para su explotación segura y fiable; determinar la situación de la central en condiciones de accidente; y adoptar decisiones relativas a la gestión de accidentes.

6.31. Se dispondrá de instrumentos y equipo de registro con el fin de poder obtener con seguridad la información básica necesaria para vigilar el estado del equipo esencial y el curso de los accidentes, predecir los lugares de las emisiones y las cantidades de materiales radiactivos que podrían emitirse desde los lugares previstos para ello en el diseño, y realizar análisis posteriores a accidentes.

Requisito 60: Sistemas de control

Se contará con sistemas de control apropiados y fiables en la central nuclear para mantener y limitar las variables de los procesos pertinentes dentro de los márgenes operacionales especificados.

Requisito 61: Sistema de protección

Se establecerá en la central nuclear un sistema de protección que permita detectar condiciones no seguras de la central y poner en marcha

automáticamente medidas de seguridad para activar los sistemas de seguridad necesarios para poner y mantener la central en condiciones de seguridad.

6.32. El sistema de protección se diseñará de modo que:

- a) pueda contrarrestar la acciones no seguras del sistema de control;
- b) incorpore características de fallo sin riesgo para lograr condiciones seguras de la central en caso de fallo del sistema de protección.

6.33. El diseño:

- a) impedirá las acciones del operador que puedan poner en peligro la eficacia del sistema de protección en los estados operacionales y en condiciones de accidente, sin contrarrestar las acciones correctas del operador en condiciones de accidente;
- b) automatizará diversas acciones de seguridad para que los sistemas de seguridad se activen y la actuación de la entidad explotadora no sea necesaria durante un período razonable desde el comienzo de los incidentes operacionales previstos o las condiciones de accidente;
- c) pondrá información de interés a disposición del operador para que vigile los efectos de las acciones automáticas.

Requisito 62: Fiabilidad y posibilidad de ensayo de los sistemas de instrumentación y control

Los sistemas de instrumentación y control de los elementos importantes para la seguridad en la central nuclear se diseñarán de modo que presenten gran fiabilidad funcional y puedan someterse a ensayos periódicos en consonancia con la función o las funciones de seguridad que hayan de realizar.

6.34. Para impedir la pérdida de una función de seguridad, en la medida de lo posible se utilizarán en el diseño técnicas como las relacionadas con la capacidad de ensayo, incluido un medio de autoverificación cuando sea necesario, las características de fallo sin riesgo, la diversidad funcional y la diversidad del diseño de los componentes o de los conceptos de funcionamiento.

6.35. Los sistemas de seguridad se diseñarán de modo que pueda realizarse una comprobación periódica de su funcionalidad durante la explotación de la central, incluida la posibilidad de ensayar independientemente los circuitos para detectar fallos y pérdidas de redundancia. El diseño permitirá la comprobación de todos

los aspectos de funcionalidad del sensor, la señal de entrada, el mecanismo final y el indicador.

6.36. Cuando un sistema de seguridad, o parte de él, tenga que ser retirado del servicio para su comprobación, se adoptarán disposiciones adecuadas para que se indiquen de manera clara las derivaciones del sistema de protección que serán necesarias durante el tiempo que demoren las actividades de comprobación o mantenimiento.

Requisito 63: Uso de equipo informático en los sistemas importantes para la seguridad

Si un sistema importante para la seguridad de la central nuclear depende de un equipo informático, se establecerán normas y prácticas apropiadas para el desarrollo y el ensayo del equipo y los programas informáticos, que se aplicarán durante todo el período de servicio del sistema, y en especial durante el ciclo de desarrollo de los programas informáticos. Todo el proceso de desarrollo estará sometido a un sistema de gestión de calidad.

6.37. En lo que atañe al equipo informático de los sistemas de seguridad y los sistemas relacionados con la seguridad:

- a) se utilizarán equipo y programas informáticos de alta calidad, y se aplicarán las mejores prácticas al respecto, conforme a la importancia del sistema para la seguridad;
- b) todo el proceso de desarrollo, comprendidas las actividades de control, comprobación y puesta en servicio de cambios de diseño, estará sistemáticamente documentado y será revisable;
- c) expertos independientes del grupo de diseño y del grupo suministrador realizarán una evaluación del equipo para dar garantías de su alta fiabilidad;
- d) cuando las funciones de seguridad sean esenciales para la consecución y el mantenimiento de las condiciones de seguridad, y la necesaria alta fiabilidad del equipo no pueda demostrarse con un alto nivel de confianza, se dispondrán otros medios para asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad;
- e) se tendrán en cuenta los fallos de causa común derivados de los programas informáticos;
- f) se brindará protección contra los trastornos accidentales del funcionamiento del sistema o las interferencias deliberadas con el mismo.

Requisito 64: Separación de los sistemas de protección y los sistemas de control

Se impedirá la interferencia entre los sistemas de protección y los sistemas de control en la central nuclear por medio de la separación, evitando interconexiones o mediante una adecuada independencia funcional.

6.38. Si un sistema de protección y cualquiera de los sistemas de control utilizan señales comunes, se garantizará su adecuada separación (por ejemplo, mediante disyuntores adecuados), y el sistema de señales se clasificará como parte del sistema de protección.

Requisito 65: Sala de control

Existirá en la central nuclear una sala de control desde la que pueda hacerse funcionar la central en condiciones de seguridad en todos los estados operacionales, tanto automática como manualmente, y desde la que puedan adoptarse medidas para mantener o restablecer dichas condiciones de seguridad de la central después de accidentes operacionales previstos y condiciones de accidente.

6.39. Se adoptarán medidas adecuadas, incluido el establecimiento de barreras entre la sala de control de la central nuclear y el entorno exterior, y se proporcionará información suficiente para la protección de los ocupantes de la sala de control durante un período de tiempo prolongado contra peligros, como los altos niveles de radiación resultantes de las condiciones de accidente, las emisiones de materiales radiactivos, incendios, o gases explosivos o tóxicos.

6.40. Se prestará especial atención a la tarea de determinar los sucesos, tanto dentro como fuera de la sala de control, que puedan suponer una amenaza para su funcionamiento continuo, y en el diseño se preverán medidas razonablemente aplicables para reducir al mínimo las consecuencias de esos sucesos.

6.40A. En el diseño de la sala de control se establecerá un margen adecuado contra niveles de peligros naturales más graves que los considerados en el diseño, derivados de la evaluación de los peligros para el emplazamiento.

Requisito 66: Sala de control complementaria

Se mantendrán disponibles instrumentos y equipos de control, preferiblemente en un solo lugar (una sala de control complementaria) que

esté separado física, eléctrica y funcionalmente de la sala de control de la central nuclear. La sala de control complementaria estará equipada de modo que se pueda parar el reactor y mantenerlo en ese estado, eliminar el calor residual y realizar la lectura de las variables esenciales de la central si esas funciones fundamentales para la seguridad no pueden realizarse desde la sala de control.

6.41. Los requisitos que figuran en el párr. 6.39 sobre la adopción de medidas adecuadas y el suministro de información suficiente para la protección de los ocupantes contra los peligros también son aplicables a la sala de control complementaria de la central nuclear.

Requisito 67: Instalaciones de respuesta a emergencias en el emplazamiento

La central nuclear incluirá las instalaciones de respuesta a emergencias necesarias en el emplazamiento. El diseño de estas se realizará de modo que el personal pueda desempeñar las tareas previstas para gestionar una emergencia en condiciones generadas por accidentes y peligros.

6.42. Se facilitará a las instalaciones de respuesta a emergencias pertinentes²³ información sobre parámetros importantes de la central y sobre la situación radiológica de la central nuclear y sus inmediaciones. Se dotará a cada instalación de medios de comunicación con, según proceda, la sala de control, la sala de control complementaria y otros lugares importantes de la central, así como con las organizaciones de respuesta a emergencias dentro y fuera del emplazamiento.

SISTEMA ELÉCTRICO DE EMERGENCIA

Requisito 68: Diseño para soportar la pérdida del suministro eléctrico exterior

El diseño de la central nuclear incluirá un sistema eléctrico de emergencia que pueda suministrar la corriente necesaria en incidentes operacionales

²³ Las instalaciones de respuesta a emergencias se tratan en la publicación N° GSR Part 7 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency* [11]. En el caso de las centrales nucleares, las instalaciones de respuesta a emergencias (que están separadas de la sala de control y la sala de control complementaria) comprenden el centro de apoyo técnico, el centro de apoyo operacional y el centro de emergencia.

previstos y accidentes base de diseño, en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior. El diseño comprenderá una fuente de energía alternativa para suministrar la corriente necesaria en condiciones adicionales de diseño.

6.43. Las especificaciones del diseño del sistema eléctrico de emergencia y de la fuente de electricidad alternativa de la central nuclear incluirán los requisitos en materia de recursos, disponibilidad, duración del suministro eléctrico requerido, capacidad y continuidad.

6.44. Los medios combinados utilizados para suministrar corriente eléctrica de emergencia (como turbinas de agua, vapor o gas, motores diésel o baterías) tendrán una fiabilidad y una configuración que se ajusten a todos los requisitos de los sistemas de seguridad a los que ha de suministrarse la corriente, y su capacidad funcional deberá ser verificable.

6.44A. La fuente de electricidad alternativa podrá suministrar la corriente necesaria para preservar la integridad del sistema de refrigeración del reactor y prevenir daños considerables del núcleo y el combustible gastado en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior unido al fallo del sistema eléctrico de emergencia.

6.44B. Cualquiera de las fuentes de electricidad disponibles podrá suministrar el equipo que se necesita para mitigar las consecuencias de la fusión del núcleo del reactor.

6.44C. La fuente de electricidad alternativa será independiente y estará separada físicamente del sistema eléctrico de emergencia. El tiempo de conexión de la fuente de electricidad alternativa estará en consonancia con el tiempo de descarga de la batería.

6.44D. En caso de pérdida de las fuentes de corriente alterna, se mantendrá la continuidad del suministro eléctrico para la vigilancia de los parámetros fundamentales de la central y la finalización de las medidas a corto plazo necesarias para la seguridad.

6.45. La base de diseño de cualquier motor diésel u otro accionador primario²⁴ que sirva de sistema eléctrico de emergencia para elementos importantes para la seguridad incluirá:

- a) la capacidad de los sistemas de almacenamiento y suministro de combustible asociados para satisfacer la demanda en el plazo especificado;
- b) la capacidad del accionador primario para activarse y funcionar satisfactoriamente en todas las condiciones especificadas y en el momento requerido;
- c) los sistemas auxiliares del accionador primario como, por ejemplo, los sistemas de refrigeración.

6.45A. El diseño también comprenderá elementos que permitan el uso seguro de equipo no permanente para restablecer el suministro de energía eléctrica necesario²⁵.

SISTEMAS DE APOYO Y SISTEMAS AUXILIARES

Requisito 69: Funcionamiento de los sistemas de apoyo y los sistemas auxiliares

Los sistemas de apoyo y los sistemas auxiliares se diseñarán de modo que su funcionamiento se ajuste a la importancia para la seguridad del sistema o componente al que prestan servicio en la central nuclear.

Requisito 70: Sistemas de transporte de calor

Se dispondrá, según convenga, de sistemas auxiliares para eliminar en la central nuclear el calor de los sistemas y componentes cuyo funcionamiento es necesario en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.46. Los sistemas de transporte de calor se diseñarán de modo que se puedan aislar las partes no esenciales de los sistemas.

²⁴ Un accionador primario es un componente (por ejemplo, un motor, un operador solenoide o un operador neumático) que transforma energía en acción al recibir la orden de un dispositivo de activación.

²⁵ El equipo no permanente no tiene que estar almacenado necesariamente en el emplazamiento.

Requisito 71: Sistemas de muestreo de proceso y sistemas de muestreo después de un accidente

Se dispondrán sistemas de muestreo de proceso y sistemas de muestreo después de un accidente para determinar, de manera oportuna, la concentración de determinados radionucleidos en los sistemas de proceso de fluidos, y en las muestras de gas y líquido tomadas de los sistemas o del medio ambiente, en todos los estados operacionales y en condiciones de accidente en la central nuclear.

6.47. Se facilitarán los medios apropiados en la central nuclear para monitorizar la actividad en los sistemas de fluidos que puedan causar una contaminación importante y tomar muestras de proceso.

Requisito 72: Sistemas de aire comprimido

En la base de diseño de cualquier sistema de aire comprimido que sea un elemento importante para la seguridad en la central nuclear se especificará la calidad, la tasa de flujo y la limpieza del aire que deberá suministrarse.

Requisito 73: Sistemas de aire acondicionado y sistemas de ventilación

Las salas auxiliares u otras zonas de la central nuclear estarán dotadas, según proceda, de sistemas de aire acondicionado, calefacción, refrigeración y ventilación, con el fin de mantener las condiciones ambientales necesarias de los sistemas y componentes importantes para la seguridad en todos los estados de la central.

6.48. Se instalarán sistemas de ventilación de los edificios en la central nuclear que tengan la capacidad adecuada para limpiar el aire con el fin de:

- a) evitar la dispersión inaceptable de sustancias radiactivas suspendidas en el aire dentro de la central;
- b) reducir la concentración de sustancias radiactivas suspendidas en el aire hasta niveles compatibles con la necesidad de acceso del personal a la zona;
- c) mantener los niveles de sustancias radiactivas suspendidas en el aire en la central por debajo de los límites autorizados y tan bajos como sea razonablemente posible;
- d) ventilar las salas en las que haya gases inertes o tóxicos sin que la capacidad de control de los efluentes radiactivos se vea afectada;

- e) controlar las emisiones radiactivas gaseosas al medio ambiente para que estén por debajo de los límites de descarga autorizados y se mantengan en un nivel tan bajo como sea razonablemente posible.

6.49. Las zonas de mayor contaminación en la central se mantendrán en una diferencia de presión negativa (vacío parcial) con respecto a las zonas de menor contaminación y otras zonas accesibles.

Requisito 74: Sistemas de protección contra incendios

Se instalarán en toda la central nuclear sistemas de protección contra incendios, incluidos sistemas de detección y sistemas de extinción de incendios, barreras de contención del fuego y sistemas de control de humos, teniendo debidamente en cuenta los resultados del análisis del riesgo de incendios.

6.50. Los sistemas de protección contra incendios que se instalen en la central nuclear podrán hacer frente de forma segura a los sucesos de incendios de los distintos tipos postulados.

6.51. Los sistemas de extinción de incendios podrán activarse automáticamente cuando sea necesario, y se diseñarán y situarán de modo que su rotura, su funcionamiento en falso o su entrada fortuita en funcionamiento no perjudiquen apreciablemente la capacidad de los elementos importantes para la seguridad.

6.52. Los sistemas de detección de incendios se diseñarán de modo que proporcionen al personal de explotación pronta información sobre la ubicación y propagación de cualquier incendio que se declare.

6.53. Los sistemas de detección y los sistemas de extinción necesarios para la protección contra un posible incendio tras un suceso iniciador postulado estarán adecuadamente cualificados para resistir los efectos de ese suceso iniciador postulado.

6.54. Siempre que sea posible se utilizarán en toda la central materiales incombustibles o retardadores del fuego y resistentes al calor, en particular en lugares como la contención y la sala de control.

Requisito 75: Sistemas de iluminación

Habr  una iluminaci3n adecuada en todas las zonas operacionales de la central nuclear en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

Requisito 76: Equipo de elevaci3n de techo

Se contar  con equipos de elevaci3n de techo para subir y bajar elementos importantes para la seguridad en la central nuclear y otros elementos que est3n pr3ximos a los elementos importantes para la seguridad.

6.55. El equipo de elevaci3n de techo se dise ar  de modo que:

- a) se adopten medidas para impedir la elevaci3n de cargas excesivas;
- b) se apliquen medidas de dise o conservadoras para impedir toda ca da accidental de cargas que pueda afectar a elementos importantes para la seguridad;
- c) la configuraci3n de la central permita el desplazamiento con seguridad del equipo de elevaci3n de techo y de los elementos que se est3n transportando;
- d) solo pueda utilizarse en determinados estados de la central (mediante enclavamientos de seguridad en la gr a);
- e) el equipo que se utilice en zonas donde hay elementos importantes para la seguridad est3 cualificado desde el punto de vista s smico.

OTROS SISTEMAS DE CONVERSI3N DE POTENCIA

Requisito 77: Sistema de suministro de vapor, sistema de agua de alimentaci3n y turbogeneradores

El sistema de suministro de vapor, el sistema de agua de alimentaci3n y los turbogeneradores para la central nuclear se dise ar n de modo que en los estados operacionales o en condiciones de accidente no se sobrepasen los l mites correspondientes de dise o de la barrera de presi3n del refrigerante del reactor.

6.56. En el dise o del sistema de suministro de vapor se incluir n v lvulas de aislamiento de vapor convenientemente validadas y cualificadas, capaces de cerrarse en las condiciones especificadas en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.57. El sistema de suministro de vapor y los sistemas de agua de alimentación tendrán capacidad suficiente y estarán diseñados para evitar que los incidentes operacionales previstos degeneren en condiciones de accidente.

6.58. Los turbogeneradores tendrán una protección adecuada, por ejemplo, contra velocidad excesiva y vibraciones, y se adoptarán medidas para reducir al mínimo los posibles efectos de proyectiles procedentes de la turbina en elementos importantes para la seguridad.

TRATAMIENTO DE LOS EFLUENTES RADIATIVOS Y LOS DESECHOS RADIATIVOS

Requisito 78: Sistemas de tratamiento y control de los desechos

Se establecerán sistemas para el tratamiento de los desechos radiactivos sólidos y líquidos en la central nuclear con objeto de mantener las cantidades y concentraciones de las emisiones radiactivas por debajo de los límites de descarga autorizados y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible.

6.59. Habrá sistemas e instalaciones para la gestión y el mantenimiento de los desechos radiactivos en el emplazamiento de la central nuclear durante un período compatible con la disponibilidad de la opción de disposición final que corresponda.

6.60. En el diseño de la central se incorporarán elementos adecuados para facilitar el desplazamiento, el transporte y la manipulación de los desechos radiactivos. Se tendrán en cuenta los accesos a las instalaciones y a los medios de elevación y embalaje.

Requisito 79: Sistemas de tratamiento y control de efluentes

Se establecerán sistemas en la central nuclear para el tratamiento de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos con objeto de mantener las cantidades de esos efluentes por debajo de los límites de descarga autorizados y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible.

6.61. Los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos serán tratados en la central de modo que la exposición de las personas del público debida a las descargas al medio ambiente sea tan baja como sea razonablemente posible.

6.62. En el diseño de la central se incorporarán medios adecuados para mantener las emisiones radiactivas líquidas al medio ambiente en niveles tan bajos como sea razonablemente posible y asegurar que las emisiones radiactivas se mantengan por debajo de los límites de descarga autorizados.

6.63. El equipo de descontaminación de las sustancias radiactivas gaseosas proporcionará el factor de retención necesario para mantener las emisiones radiactivas por debajo de los límites de descarga autorizados. Los sistemas de filtros se diseñarán de modo que su eficacia pueda someterse a prueba, su comportamiento y funcionamiento puedan supervisarse periódicamente a lo largo de su vida útil, y los cartuchos de filtros puedan remplazarse sin alterar el caudal de aire.

SISTEMAS DE MANIPULACIÓN Y ALMACENAMIENTO DEL COMBUSTIBLE

Requisito 80: Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible

Se establecerán sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible en la central nuclear que aseguren que la integridad y las propiedades del combustible se mantengan en todo momento durante su manipulación y almacenamiento.

6.64. En el diseño de la central se incorporarán elementos adecuados para facilitar la elevación, el desplazamiento y la manipulación del combustible no irradiado y el combustible gastado.

6.65. La central se diseñará de modo que se evite todo daño significativo a elementos importantes para la seguridad durante la transferencia del combustible o los cofres, o en caso de caída de estos.

6.66. Los sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible irradiado y sin irradiar se diseñarán de modo que:

- a) se evite la criticidad con un margen especificado, por medios o procedimientos físicos, de preferencia mediante el uso de configuraciones geométricas seguras, incluso en condiciones de moderación óptima;
- b) sea posible realizar inspecciones del combustible;
- c) sea posible realizar actividades de mantenimiento, inspección periódica y ensayo de componentes importantes para la seguridad;

- d) se evite el deterioro del combustible;
- e) se evite la caída del combustible durante el transporte;
- f) sea posible la identificación de conjuntos combustibles individuales;
- g) se disponga de medios apropiados para cumplir los requisitos de protección radiológica pertinentes;
- h) puedan aplicarse procedimientos de explotación adecuados y un sistema de contabilidad y control del combustible nuclear para evitar cualquier pérdida de combustible nuclear o de su control.

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

- a) sea posible una eliminación suficiente del calor del combustible en los estados operacionales y en condiciones de accidente;
- b) se evite la caída del combustible gastado durante el transporte;
- c) se eviten tensiones inadmisibles en los elementos o conjuntos combustibles durante su manipulación;
- d) se evite la caída sobre el combustible de objetos pesados, como cofres de combustible gastado, grúas u otros objetos que puedan causarle daños;
- e) posibiliten el mantenimiento en condiciones de seguridad de los elementos o conjuntos combustibles sospechosos o dañados;
- f) sea posible controlar los niveles de absorbente soluble si este se utiliza con fines de seguridad en caso de criticidad;
- g) faciliten el mantenimiento y la futura clausura de las instalaciones de manipulación y almacenamiento del combustible;
- h) faciliten la descontaminación de las zonas y el equipo de manipulación y almacenamiento del combustible cuando sea necesario;
- i) sea posible alojar, con márgenes adecuados, todo el combustible retirado del reactor según la estrategia de gestión del núcleo prevista y la cantidad de combustible existente en el núcleo completo del reactor;
- j) faciliten la retirada del combustible del almacenamiento y su preparación para su transporte fuera del emplazamiento.

6.68. En el caso de reactores que emplean un sistema de piscina para el almacenamiento del combustible, el diseño deberá evitar que los conjuntos combustibles queden al descubierto en todos los estados de la central que revistan importancia para la piscina de combustible gastado, de modo que la posibilidad de que se den condiciones que puedan dar lugar a una emisión radiactiva

temprana o una emisión radiactiva grande sea “prácticamente eliminada”²⁶ y se eviten campos de radiación intensa en el emplazamiento. En el diseño de la central se preverán:

- a) las capacidades de refrigeración del combustible necesarias;
- b) elementos para evitar que los conjuntos combustibles queden al descubierto en caso de fuga o de rotura de tubería;
- c) capacidad para restablecer el inventario de agua.

El diseño también comprenderá elementos que permitan el uso seguro de equipo no permanente a fin de garantizar un inventario de agua suficiente para la refrigeración a largo plazo del combustible gastado y para ofrecer blindaje contra la radiación²⁷.

6.68A. El diseño abarcará lo siguiente:

- a) medios para vigilar y controlar la temperatura del agua en los estados operacionales y en condiciones de accidente que revisten importancia para la piscina de combustible gastado;
- b) medios para vigilar y controlar el nivel del agua en los estados operacionales y en condiciones de accidente que revisten importancia para la piscina de combustible gastado;
- c) medios para vigilar y controlar la actividad en el agua y en el aire en los estados operacionales y medios para vigilar la actividad en el agua y en el aire en condiciones de accidente que revisten importancia para la piscina de combustible gastado;
- d) medios para vigilar y controlar la química del agua en los estados operacionales.

²⁶ Se puede considerar que la posibilidad de que surjan ciertas condiciones ha sido “prácticamente eliminada” si resulta físicamente imposible, o puede considerarse sumamente improbable, con un alto grado de fiabilidad, que concurran esas condiciones.

²⁷ El equipo no permanente no tiene que estar almacenado necesariamente en el emplazamiento.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Requisito 81: Diseño para la protección radiológica

Se adoptarán disposiciones para garantizar que las dosis que reciba el personal de explotación en la central nuclear se mantengan por debajo de los límites de dosis y en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, y que se tengan en cuenta las restricciones de dosis pertinentes.

6.69. Se especificarán en detalle las fuentes de radiación en toda la central, y las exposiciones y los riesgos radiológicos conexos se mantendrán en niveles tan bajos como sea razonablemente posible²⁸, se mantendrá la integridad de las vainas de combustible, y se controlará la generación y el transporte de los productos de la corrosión y la activación.

6.70. Los materiales que se utilicen en la fabricación de las estructuras, los sistemas y los componentes se seleccionarán de modo que la activación del material se reduzca al mínimo en la medida en que sea razonablemente posible.

6.71. A efectos de la protección radiológica, se establecerán medidas para impedir la emisión o la dispersión de sustancias radiactivas, desechos radiactivos y contaminación en la central.

6.72. La configuración de la central garantizará que el acceso del personal de explotación a las zonas que entrañen peligros radiológicos y las zonas de posible contaminación esté adecuadamente controlado, y que las exposiciones y la contaminación se prevengan o reduzcan por ese medio y mediante sistemas de ventilación.

6.73. La central se dividirá en zonas en relación con su ocupación prevista, los niveles de radiación y contaminación en los estados operacionales (incluidos la recarga, el mantenimiento y la inspección) y los posibles niveles de radiación y contaminación en condiciones de accidente. El blindaje se realizará de modo que se prevenga o reduzca la exposición radiológica.

6.74. La configuración de la central será tal que las dosis recibidas por el personal de explotación durante la explotación normal, la recarga, el mantenimiento y la

²⁸ En la publicación N° GSR Part 3 [9] se establecen requisitos en materia de protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación para instalaciones y actividades.

inspección puedan mantenerse en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, y se tendrá debidamente en cuenta la necesidad de suministrar equipos especiales para cumplir esos requisitos.

6.75. El equipo de la central sometido a tareas de mantenimiento frecuente o explotación manual se ubicará en zonas con bajas tasas de dosis a fin de reducir la exposición de los trabajadores.

6.76. Se contará con instalaciones para la descontaminación del personal de explotación y el equipo de la central.

Requisito 82: Medios de monitorización radiológica

Se dispondrá de equipo en la central nuclear para asegurar una monitorización radiológica adecuada en los estados operacionales y en condiciones de accidente base de diseño y, en la medida de lo posible, en condiciones adicionales de diseño.

6.77. Se dispondrá de contadores de tasa de dosis estacionarios para medir las tasas de dosis de radiación locales en los lugares de la central ocupados normalmente por el personal de explotación y en que los cambios de los niveles de radiación durante los estados operacionales puedan ser tales que el acceso se permita solo en ciertos períodos determinados.

6.78. Se instalarán contadores de tasa de dosis estacionarios para indicar los niveles generales de radiación en lugares adecuados de la central en condiciones de accidente. Los contadores de tasa de dosis estacionarios proporcionarán información suficiente en la sala de control o en los puestos de control apropiados de manera que el personal de explotación pueda aplicar medidas correctoras cuando sea necesario.

6.79. Se dispondrá de monitores estacionarios para medir la actividad de las sustancias radiactivas presentes en la atmósfera de las zonas ocupadas habitualmente por el personal de explotación y cuando los niveles de actividad de las sustancias radiactivas en suspensión en el aire puedan exigir medidas de protección. Estos sistemas transmitirán señales a la sala de control, o a otros lugares apropiados, cuando se detecte una elevada concentración de actividad de radionucleidos. También se instalarán monitores en las zonas que puedan recibir contaminación de resultas de un fallo del equipo u otras circunstancias extraordinarias.

6.80. Se dispondrá de equipo estacionario y servicios de laboratorio para determinar, de forma oportuna, las concentraciones de determinados radionucleidos en sistemas de fluidez de proceso, y en muestras de gas y líquido tomadas de los sistemas de la central o del medio ambiente, en los estados operacionales y en condiciones de accidente.

6.81. Se dispondrá de equipo estacionario para la vigilancia de los efluentes radiactivos y los efluentes que puedan producir contaminación antes o durante su descarga de la central al medio ambiente.

6.82. Se proveerán instrumentos para medir la contaminación superficial. Se instalarán monitores estacionarios (por ejemplo, monitores de radiación de pórtico, y monitores de pies y manos) en los principales puntos de salida desde las zonas controladas y las zonas supervisadas para facilitar la monitorización del personal de explotación y el equipo.

6.83. Se dispondrá de instalaciones para vigilar la exposición y la contaminación del personal de explotación. Se pondrán en marcha procesos para evaluar y registrar las dosis de los trabajadores acumuladas a lo largo del tiempo.

6.84. Se tomarán medidas para evaluar las exposiciones y otras repercusiones radiológicas, si las hubiere, en las cercanías de la central mediante la monitorización ambiental de las tasas de dosis o las concentraciones de actividad, con especial atención a:

- a) las vías de exposición de las personas, incluida la cadena alimentaria;
- b) las repercusiones radiológicas, si las hubiere, en el entorno local;
- c) el posible aumento y la acumulación en el entorno de sustancias radiactivas;
- d) la posibilidad de que existan vías no autorizadas de emisiones radiactivas.

REFERENCIAS

- [1] COMUNIDAD EUROPEA DE LA ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, 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] 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 (en preparación).
- [3] 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).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de las centrales nucleares: Puesta en servicio y explotación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SSR-2/2 (Rev. 1), OIEA, Viena (en preparación).
- [5] GRUPO INTERNACIONAL ASESOR EN SEGURIDAD NUCLEAR, *La defensa en profundidad en seguridad nuclear*, INSAG-10, OIEA, Viena (1997).
- [6] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants: 75-INSAG-3 Rev. 1*, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [7] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, *Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations throughout their Operating Life*, INSAG-19, IAEA, Vienna (2003).
- [8] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Sistema de gestión de instalaciones y actividades, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GS-R-3, OIEA, Viena (2011). (Una revisión de esta publicación, que será publicada como GSR Part 2, está en preparación).
- [9] 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).
- [10] 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 (en preparación).

[11] 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 (en preparación).

DEFINICIONES

Las definiciones nuevas y revisadas 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>.

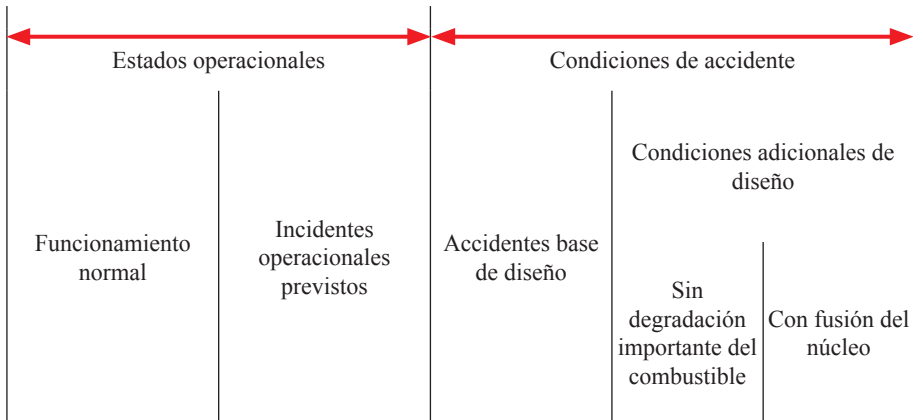
El símbolo ‘ⓘ’ indica una nota informativa.

característica de seguridad de las condiciones adicionales de diseño

Elemento diseñado para cumplir una función de seguridad o que tiene una función de seguridad en las condiciones adicionales de diseño.

estado controlado Estado de la central, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en el que pueden garantizarse las funciones de seguridad fundamentales y que puede mantenerse durante un período suficiente para poner en práctica disposiciones con miras a alcanzar un estado seguro.

estados de la central (*considerados en el diseño*)



accidente base de diseño Accidente postulado que da lugar a las condiciones de accidente para las que la instalación fue diseñada con arreglo a criterios de diseño establecidos y una metodología conservadora, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de límites aceptables.

condiciones adicionales de diseño Condiciones de accidente postuladas que no han sido consideradas para los accidentes base de diseño, pero que son tenidas en cuenta en el proceso de diseño de la instalación conforme a la metodología de estimación óptima, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de límites aceptables.

- ① Las condiciones adicionales de diseño comprenden condiciones de sucesos sin degradación importante del combustible y condiciones de sucesos con fusión del núcleo.

condiciones de accidente Alteraciones del funcionamiento normal que son menos frecuentes y más graves que los incidentes operacionales previstos.

- ① Las condiciones de accidente comprenden los accidentes base de diseño y las condiciones adicionales de diseño.

estado seguro Estado de la central, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en el que reactor se encuentra en estado subcrítico y las funciones de seguridad fundamentales pueden garantizarse y mantenerse estables durante un período prolongado.

puntos de tarado del sistema de seguridad Puntos de tarado 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

Antalik, R.	Autoridad Reguladora Nuclear de la República Eslovaca (Eslovaquia)
Aza, Z.M.	Organización de Energía Atómica del Irán (República Islámica del Irán)
Borysova, I.	Asociación Nuclear Mundial
Buttery, N.	British Energy Generation Ltd. (Reino Unido)
Carlucc, B.	AREVA (Francia)
Cowley, J.S.	Consultor
Downing, D.J.	Reactor Modular de Lecho de Bolas (Sudáfrica)
El-Shanawany, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Englebert, B.	Suez-Tractebel (Bélgica)
Evrard, J.M.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Fiorini, G.L.	Comisión de Energía Atómica y Energías Alternativas (Francia)
Froehmel, T.	Asociación Nuclear Mundial
Gasparini, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Ghadge, S.G.	Nuclear Power Corporation of India Ltd. (India)
Harwood, C.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Järvinen, M.L.	Autoridad de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Kajimoto, M.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Kurkowski, L.	EDF-SEPTEN (Francia)
Le Cann, G.	Autoridad Federal de Reglamentación Nuclear (Emiratos Árabes Unidos)

Matsumoto, T.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Mertins, M.	Sociedad para la Seguridad de Instalaciones y Reactores (Alemania)
Ohshima, T.	Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (Japón)
Pabarcius, R.	Instituto de Energía de Lituania (Lituania)
Perez, J.R.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Semenas, R.	Inspección Estatal de Seguridad de la Energía Nucleoeléctrica (Lituania)
Thadani, A.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Toth, C.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Tronea, M.	Comisión Nacional de Control de Actividades Nucleares (Rumania)
Uhrik, P.	Autoridad Reguladora Nuclear de la República Eslovaca (Eslovaquia)
Valtonen, K.	Autoridad de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Vaughan, G.J.	Inspección de Instalaciones Nucleares (Reino Unido)
Wassilew, C.	Ministerio Federal de Medio Ambiente, Protección de la Naturaleza y Seguridad Nuclear (Alemania)
Yashimura, K.	Secretaría de la Comisión de Seguridad Nuclear (Japón)
Zaiss, W.	FORATOM (Bélgica)
Zemdeg, R.	Atomic Energy of Canada Ltd. (Canadá)
Ziakova, M.	Autoridad Reguladora Nuclear de la República Eslovaca (Eslovaquia)

Colaboradores en la redacción y la revisión de la versión revisada 1

Adorjan, F.	Autoridad de Energía Atómica de Hungría (Hungría)
Alkhafili, H.A.	Autoridad Federal de Reglamentación Nuclear (Emiratos Árabes Unidos)
Barbaud, J.-Y.	EDF-SEPTEN, ENISS FORATOM
Boyce, T.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Coman, O.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Delattre, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Delves, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Feron, F.	Departamento de Centrales Nucleares, Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Francis, J.	Oficina de Reglamentación Nuclear, Dirección de Sanidad y Seguridad (Reino Unido)
Gasparini, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Geupel, S.	Sociedad para la Seguridad de Instalaciones y Reactores (GRS) (Alemania)
Haddad, J	Organismo Internacional de Energía Atómica
Harikumar, S.	Junta Reguladora de la Energía Atómica (India)
Harwood, C.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Hughes, P.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Järvinen, M. L.	Autoridad de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Kearney, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Li Bin	Administración Nacional de Seguridad Nuclear, Ministerio de Protección del Medio Ambiente (China)

Li Jingxi	Administración Nacional de Seguridad Nuclear, Ministerio de Protección del Medio Ambiente (China)
Lignini, F.M.	AREVA NP, WNA/CORDEL
Lipar, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Lungu, S.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Lyons, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Mansoor, F.	Autoridad Reguladora Nuclear del Pakistán (Pakistán)
Mansoux, H.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Marechal, M.H.	Comisión Nacional de Energía Nuclear (Brasil)
Mataji Kojouri, N.	Organización de Energía Atómica del Irán; Autoridad Reguladora Nuclear del Irán (República Islámica del Irán)
Merrouche, D.	Centro de Investigación Nuclear (Argelia)
Moscrop, R.	Oficina de Reglamentación Nuclear, Dirección de Sanidad y Seguridad (Reino Unido)
Nakajima, T.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Nicic, A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Noda, T.	Autoridad de Reglamentación Nuclear (Japón)
Orders, W.	Comisión Reguladora Nuclear (Estados Unidos de América)
Parlange, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Pauly, J.	E.ON Kernkraft GmbH (Alemania)
Petofi, G.	Autoridad de Energía Atómica de Hungría (Hungría)
Poulat, B.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Prinja, N.K.	AMEC Power and Process Europe, WNA/CORDEL
Ramos, M.M.	Comisión Europea

Ranguelova, V.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Rueffer, M.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
Sairanen, R.	Autoridad de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Samaddar, S.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Scarcelli, F.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Stoppa, G.	Ministerio Federal de Medio Ambiente, Protección de la Naturaleza, Obras Públicas y Seguridad Nuclear (Alemania)
Svab, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Tricot, N.	Autoridad Federal de Reglamentación Nuclear (Emiratos Árabes Unidos)
Ugayama, A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Uhrik, P.	Autoridad Reguladora Nuclear de la República Eslovaca (Eslovaquia)
Webster, P.	Misión Permanente (Canadá)
Yllera, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 25

PEDIDOS DE PUBLICACIONES

En los siguientes países, las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de los proveedores que se indican a continuación o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA. Al final de la lista de proveedores se proporcionan los datos de contacto.

ALEMANIA

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH

Schweitzer Fachinformationen

Willstätterstrasse 15, 40549 Dusseldorf, ALEMANIA

Teléfono: +49 (0) 211 49 874 015 • Fax: +49 (0) 211 49 874 28

Correo electrónico: kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de • Sitio web: www.goethebuch.de

CANADÁ

Renouf Publishing Co. Ltd

22-1010 Polytek Street, Ottawa, ON K1J 9J1, CANADÁ

Teléfono: +1 613 745 2665 • Fax: +1 643 745 7660

Correo electrónico: order@renoufbooks.com • Sitio web: www.renoufbooks.com

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, EE.UU.

Teléfono: +1 800 462 6420 • Fax: +1 800 338 4550

Correo electrónico: orders@rowman.com • Sitio web: www.rowman.com/bernan

ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, EE.UU.

Teléfono: +1 800 462 6420 • Fax: +1 800 338 4550

Correo electrónico: orders@rowman.com • Sitio web: www.rowman.com/bernan

Renouf Publishing Co. Ltd

812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669-2205, EE.UU.

Teléfono: +1 888 551 7470 • Fax: +1 888 551 7471

Correo electrónico: orders@renoufbooks.com • Sitio web: www.renoufbooks.com

FEDERACIÓN DE RUSIA

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety

107140, Moscú, Malaya Krasnoselskaya st. 2/8, bld. 5, FEDERACIÓN DE RUSIA

Teléfono: +7 499 264 00 03 • Fax: +7 499 264 28 59

Correo electrónico: secnrs@secnrs.ru • Sitio web: www.secnrs.ru

FRANCIA

Form-Edit

5 rue Janssen, PO Box 25, 75921 París CEDEX, FRANCIA

Teléfono: +33 1 42 01 49 49 • Fax: +33 1 42 01 90 90

Correo electrónico: formedit@formedit.fr • Sitio web: www.form-edit.com

INDIA

Allied Publishers

1st Floor, Dubash House, 15, J.N. Heredi Marg, Ballard Estate, Bombay 400001, INDIA

Teléfono: +91 22 4212 6930/31/69 • Fax: +91 22 2261 7928

Correo electrónico: alliedpl@vsnl.com • Sitio web: www.alliedpublishers.com

Bookwell

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA

Teléfono: +91 11 2760 1283/4536

Correo electrónico: bkwell@nde.vsnl.net.in • Sitio web: www.bookwellindia.com

ITALIA

Libreria Scientifica "AEIOU"

Via Vincenzo Maria Coronelli 6, 20146 Milán, ITALIA

Teléfono: +39 02 48 95 45 52 • Fax: +39 02 48 95 45 48

Correo electrónico: info@libreriaaeiou.eu • Sitio web: www.libreriaaeiou.eu

JAPÓN

Maruzen-Yushodo Co., Ltd

10-10 Yotsuyasakamachi, Shinjuku-ku, Tokio 160-0002, JAPÓN

Teléfono: +81 3 4335 9312 • Fax: +81 3 4335 9364

Correo electrónico: bookimport@maruzen.co.jp • Sitio web: www.maruzen.co.jp

REPÚBLICA CHECA

Suweco CZ, s.r.o.

Sestupná 153/11, 162 00 Praga 6, REPÚBLICA CHECA

Teléfono: +420 242 459 205 • Fax: +420 284 821 646

Correo electrónico: nakup@suweco.cz • Sitio web: www.suweco.cz

Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, pueden enviarse directamente a:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta

Organismo Internacional de Energía Atómica

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria

Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530 • Fax: +43 1 2600 29302 o +43 1 26007 22529

Correo electrónico: sales.publications@iaea.org • Sitio web: www.iaea.org/books

Seguridad mediante las normas internacionales

“Los Gobiernos, órganos reguladores y explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines benéficos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas.”

Yukiya Amano
Director General

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA

ISBN 978-92-0-312916-9

ISSN 1020-5837