

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

# Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

## Análisis determinista de seguridad para centrales nucleares

Guía de seguridad  
N° SSG-2



**IAEA**

Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## 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 proveer a la aplicación de esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas figuran en la **Colección de Normas de Seguridad del OIEA**. Esta serie de publicaciones abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos. Las categorías comprendidas en esta serie son las siguientes: **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 en Internet:

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

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el glosario de seguridad del OIEA y un informe de situación relativo a las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA, P.O. 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, como base de los reglamentos nacionales, para exámenes de la seguridad y para cursos de capacitación), con el fin de garantizar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. La información puede proporcionarse a través del sitio del OIEA en Internet o por correo postal, a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico, a la dirección [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org).

### PUBLICACIONES CONEXAS

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

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

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

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

La **Colección de Seguridad Física 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.

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD  
PARA CENTRALES NUCLEARES

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

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

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

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

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE  
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° SSG-2

ANÁLISIS DETERMINISTA  
DE SEGURIDAD  
PARA CENTRALES NUCLEARES  
GUÍA DE SEGURIDAD ESPECÍFICA

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA, 2012

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## DERECHOS DE AUTOR

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

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

© OIEA, 2012  
Impreso por el OIEA en Austria  
Diciembre de 2012

ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD  
PARA CENTRALES NUCLEARES  
OIEA, VIENA, 2012  
STI/PUB/1428  
ISBN 978-92-0-333010-7  
ISSN 1020-525X

## PRÓLOGO

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

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

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

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

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

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## 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 asociados a las radiaciones que estas aplicaciones pueden entrañar para los trabajadores y la población 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 asociados a las radiaciones 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 dañinas.

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 éste, que autoriza al OIEA a establecer o adoptar, en consulta y, cuando proceda, en colaboración con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados interesados, normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y proveer a la aplicación de estas normas.

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

Las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física<sup>1</sup> tienen en común la finalidad de proteger la vida y la salud humanas y el medio ambiente. Las medidas de seguridad tecnológica y de seguridad física deben diseñarse y aplicarse en forma integrada, de modo que las medidas de seguridad física no comprometan la seguridad tecnológica y las medidas de seguridad tecnológica no comprometan la seguridad física.

Las normas de seguridad del OIEA reflejan un consenso internacional con respecto a lo que constituye un alto grado de seguridad para proteger a la población 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.

---

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

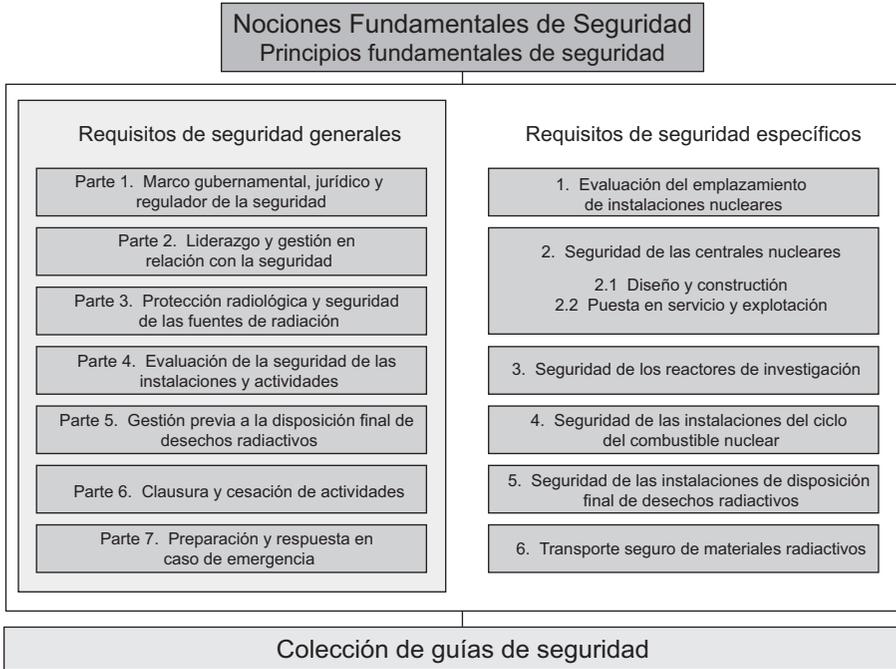


Fig. 1. Estructura a largo plazo de la Colección de Normas de Seguridad del OIEA.

## Requisitos 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 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 útil 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 asistencia del OIEA.

Las normas de seguridad del OIEA también constituyen la base de los servicios de examen de la seguridad que éste 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

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

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 asociados a las radiaciones 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 cuatro comités de normas de seguridad que se ocupan de la seguridad nuclear (NUSSC), la seguridad radiológica (RASSC), la seguridad de los desechos radiactivos (WASSC) y el transporte seguro de materiales radiactivos (TRANSSC), así como la Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS), que supervisa el programa de normas de seguridad del OIEA (véase la Fig. 2).

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 norma. 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.

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

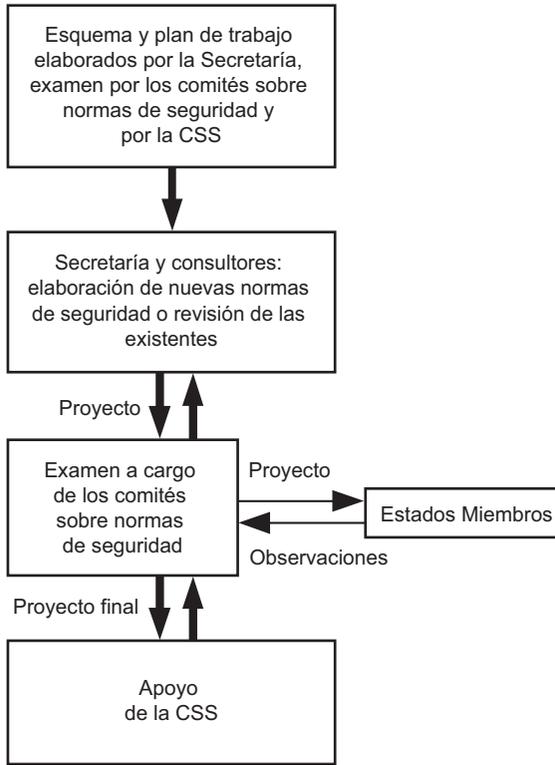


Fig. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente

## 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 (CIPR). 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 Agricultura y la Alimentación, 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 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, puede extraerse y adaptarse, según convenga, para que sea de utilidad general.

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN .....	1
	Antecedentes (1.1–1.10) .....	1
	Objetivo (1.11) .....	3
	Alcance (1.12–1.15) .....	3
	Estructura (1.16) .....	4
2.	AGRUPAMIENTO DE SUCESOS INICIADORES Y TRANSITORIOS ASOCIADOS EN RELACIÓN CON LOS ESTADOS DE LA CENTRAL(2.1–2.10) .....	5
3.	ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y CRITERIOS DE ACEPTACIÓN .....	8
	Análisis determinista de seguridad (3.1–3.14) .....	8
	Criterios de aceptación (3.15–3.22) .....	13
4.	ANÁLISIS DETERMINISTA CONSERVADOR DE SEGURIDAD .....	15
	Enfoque conservador (4.1–4.3) .....	15
	Condiciones iniciales y de contorno (4.4–4.6) .....	16
	Disponibilidad de sistemas y componentes (4.7–4.9) .....	16
	Medidas adoptadas por el explotador (4.10) .....	17
	Nodalización y elaboración de modelos de la central (4.11) .....	17
5.	MEJOR ESTIMACIÓN MÁS ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRE .....	18
	Método de mejor estimación (5.1–5.14) .....	18
	Códigos informáticos de mejor estimación (5.15–5.24) .....	21
	Análisis de sensibilidad y análisis de incertidumbre (5.25–5.34) .....	23
	Condiciones iniciales y de contorno (5.35–5.37) .....	25
	Disponibilidad de sistemas: criterio del fallo único y pérdida del suministro eléctrico desde el exterior (5.38) .....	27
	Nodalización y elaboración de modelos de la central (5.39) .....	27

6.	VERIFICACIÓN Y VALIDACIÓN DE CÓDIGOS INFORMÁTICOS .....	28
	Gestión del proceso (6.1–6.8) .....	28
	Plan para la verificación de códigos y aplicación del mismo (6.9–6.10) .....	29
	Verificación del diseño de los códigos (6.11–6.14) .....	30
	Verificación del código fuente (6.15–6.17) .....	30
	Errores y medidas correctoras (6.18–6.19) .....	31
	Validación de códigos (6.20–6.41) .....	31
7.	RELACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD CON LOS ASPECTOS TÉCNICOS DE LA SEGURIDAD Y EL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD .....	35
	Relación del análisis determinista de seguridad con los aspectos técnicos de la seguridad (7.1–7.12) .....	35
	Relación del análisis determinista de seguridad con el análisis probabilista de seguridad (7.13–7.16) .....	40
8.	APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD .....	41
	Campos de aplicación (8.1–8.2) .....	41
	Aplicación del análisis determinista de seguridad al diseño de las centrales nucleares (8.3) .....	42
	Aplicación del análisis determinista de seguridad a la concesión de licencias para centrales nucleares (8.4–8.8) .....	42
	Aplicación del análisis determinista de seguridad a la evaluación de informes del análisis de seguridad (8.9) .....	44
	Aplicación del análisis determinista de seguridad en caso de modificaciones de la central (8.10–8.14) .....	44
	Aplicación del análisis determinista de seguridad al análisis de sucesos operacionales (8.15–8.17) .....	45
	Aplicación del análisis determinista de seguridad a la elaboración y validación de procedimientos operacionales de emergencia (8.18–8.20) .....	46
	Aplicación del análisis determinista de seguridad a la elaboración de directrices para la gestión de accidentes graves (8.21–8.26) ...	47
	Aplicación del análisis determinista de seguridad a los exámenes periódicos de la seguridad (8.27) .....	48

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

9.	EVALUACIÓN DEL TÉRMINO FUENTE PARA ESTADOS OPERACIONALES Y CONDICIONES DE ACCIDENTE . . . . .	49
	Uso del término fuente en el diseño y la reglamentación (9.1–9.11) . . .	49
	Estados operacionales normales (9.12–9.18) . . . . .	52
	Condiciones de accidente (9.19–9.35) . . . . .	53
	REFERENCIAS . . . . .	59
	COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y REVISIÓN . . . . .	61
	ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA . . . . .	63

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## 1. INTRODUCCIÓN

### ANTECEDENTES

1.1. La presente Guía de Seguridad facilita recomendaciones y orientaciones sobre el empleo del análisis determinista de seguridad y su aplicación a las centrales nucleares de conformidad con las publicaciones de Requisitos de Seguridad del OIEA referentes a Seguridad de las centrales nucleares: Diseño [1] y Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades [2].

1.2. Las novedades actuales para asegurar el funcionamiento estable, inocuo y competitivo de los reactores nucleares guardan estrecha relación con los progresos que se están alcanzando en el análisis de seguridad. Los análisis deterministas de seguridad para incidentes operacionales previstos, los accidentes base de diseño (DBA) y los accidentes que superan el de base de diseño (BDBA), tal como aparecen definidos en la Ref. [1] y en el Glosario de Seguridad del OIEA [3], son instrumentos esenciales para confirmar la idoneidad de las medidas de seguridad.

1.3. Al principio, en los análisis deterministas de seguridad se recurría a enfoques rigurosamente conservadores de incidentes operacionales previstos y accidentes base de diseño. Los cálculos para la concesión de licencias recurrían a códigos conservadores con datos de entrada conservadores, debido fundamentalmente a la dificultad de elaborar modelos de fenómenos físicos complicados con escasa capacidad informática y falta de datos suficientes. A medida que se ha ido disponiendo de más datos experimentales y gracias a los avances en la elaboración de códigos, en particular para los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA), la práctica de muchos Estados ha evolucionado hacia un enfoque más realista junto con una evaluación de las incertidumbres. Es lo que se denomina el método de mejor estimación.

1.4. Hay tres maneras de analizar los incidentes operacionales previstos y los accidentes base de diseño para demostrar que se cumplen los requisitos de seguridad habitualmente utilizados en apoyo de las solicitudes de licencia:

- 1) Uso de códigos informáticos conservadores con condiciones iniciales y de contorno conservadoras (análisis conservador).
- 2) Uso de códigos informatizados de mejor estimación, junto con condiciones iniciales y de contorno conservadoras (análisis combinado).

**La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.**

- 3) Uso de códigos informáticos de mejor estimación junto con datos de entrada conservadores o realistas pero acompañados de una evaluación de las incertidumbres en los resultados del cálculo, tomando en cuenta tanto las incertidumbres de los datos de entrada como las relacionadas con los modelos en el código de mejor estimación (análisis de mejor estimación). El resultado, que responde a una opción conservadora pero tiene un nivel de incertidumbre cuantificado, se utiliza en la evaluación de la seguridad.

1.5. Para los accidentes que superan el de base de diseño se utilizan en varios Estados cálculos de mejor estimación, junto con una evaluación de las incertidumbres asociadas con los fenómenos correspondientes. Ahora bien, para determinar qué medidas deben adoptarse con miras a atenuar las consecuencias de accidentes que superan el de base de diseño, no suele efectuarse un análisis de incertidumbre.

1.6. El uso del análisis de mejor estimación, acompañado de una evaluación de las incertidumbres, va en aumento por las razones siguientes:

- a) El uso de hipótesis conservadoras puede llevar en ocasiones a predecir una progresión incorrecta de sucesos o escalas temporales no realistas, o bien puede dejar al margen fenómenos físicos importantes. Pueden pasar así desapercibidas las secuencias de sucesos que constituyen el escenario del accidente y que tienen importancia para evaluar la seguridad de la central.
- b) Además, muchas veces el empleo de un enfoque conservador no muestra los márgenes de los criterios de aceptación que se aplican en realidad y que podrían tomarse en consideración para mejorar la flexibilidad operacional.
- c) El método de mejor estimación proporciona más información realista sobre el comportamiento físico de la central, contribuye a determinar los parámetros de seguridad más pertinentes y permite una comparación más realista con los criterios de aceptación.

1.7. Para los escenarios de accidente con grandes márgenes en los criterios de aceptación, resulta apropiado por su simplicidad y, por ende, su economía, utilizar un análisis conservador (sin evaluación de incertidumbres). Para los escenarios en los que el margen es más reducido, es necesario efectuar un análisis de mejor estimación para cuantificar el conservadurismo.

1.8. Para incidentes operacionales previstos, el empleo del método de mejor estimación, junto con una evaluación de las incertidumbres, puede evitar la selección de límites y puntos establecidos innecesariamente restrictivos, y puede facilitar una evaluación más precisa de los márgenes reales en relación con los

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

límites y puntos establecidos. A su vez, este método puede proporcionar más flexibilidad operacional y reducir disparos innecesarios del reactor o actuaciones de los sistemas de protección.

1.9. Los cambios que obliguen a introducir modificaciones en la central, como un aumento de la energía eléctrica y conseguir un quemado más intenso, ciclos más largos del combustible y prolongación de la vida, requieren un análisis completo para demostrar que se cumplen los criterios de aceptación. Hay que actuar con especial cuidado cuando se planifica una combinación de cambios.

1.10. La presente Guía de Seguridad versa a la vez sobre el enfoque conservador y el enfoque de mejor estimación para el análisis determinista de seguridad, y facilita recomendaciones y orientaciones sobre el uso del análisis determinista de seguridad y sus aplicaciones.

### OBJETIVO

1.11. El objetivo de esta Guía de Seguridad es formular recomendaciones y orientaciones sobre el análisis determinista de seguridad para diseñadores, explotadores, reguladores y organizaciones de apoyo técnico. También ofrece recomendaciones sobre el uso del análisis determinista para:

- a) Demostrar o evaluar el cumplimiento de requisitos reglamentarios;
- b) Determinar posibles mejoras de la seguridad y la fiabilidad;
- c) Conseguir una mayor flexibilidad operacional dentro de los límites de la seguridad para las centrales nucleares.

Las recomendaciones se basan en las buenas prácticas actuales de centrales nucleares de todo el mundo y proceden fundamentalmente de la experiencia obtenida en la realización de análisis de transitorios y análisis de accidentes para centrales nucleares.

### ALCANCE

1.12. Esta Guía de Seguridad se aplica a las centrales nucleares. Versa sobre los análisis de seguridad que es preciso efectuar para demostrar que las barreras que se oponen al escape de material radiactivo impedirán una fuga no controlada al medio ambiente en todos los estados de la central (Ref. [1], párrs. 5.71, 5.72). Examina, pues, de qué manera se emplean los métodos deterministas para

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

verificar que el concepto de defensa en profundidad se ha puesto correctamente en práctica, lo cual comprende la demostración de que el proceso de fisión está controlado dentro del límite del diseño, que es posible refrigerar el núcleo del reactor y que el calor generado se puede eliminar mediante sumideros de calor de dimensiones suficientes.

1.13. La Guía de Seguridad se ocupa también de las aplicaciones del análisis determinista de seguridad a la elaboración y validación de procedimientos operacionales de emergencia y la determinación de los márgenes de seguridad en caso de modificaciones de las centrales nucleares. Además se ocupa del análisis de los transitorios que se hayan producido en centrales en funcionamiento y del análisis de apoyo para la gestión de accidentes, y la planificación de la preparación y la respuesta en caso de emergencia.

1.14. La Guía de Seguridad se centra en el análisis termohidráulico, neutrónico y de término fuente. Otros tipos de análisis, como el análisis mecánico estructural o el análisis de transitorios eléctricos, son aspectos importantes de la demostración de la seguridad de una central, pero quedan fuera del alcance de esta Guía de Seguridad. La información correspondiente a otros tipos de análisis puede encontrarse en guías técnicas específicas.

1.15. Los análisis de seguridad desempeñan una función importante a lo largo de toda la vida de una central nuclear. Las fases y ocasiones en el periodo de vida de una central en las que corresponde efectuar un análisis de seguridad son:

- a) Diseño;
- b) Puesta en servicio;
- c) Explotación y parada;
- d) Modificación del diseño de la explotación;
- e) Examen periódico de la seguridad;
- f) Prolongación de vida, en los Estados en los que las licencias se conceden por una duración limitada.

## ESTRUCTURA

1.16. La Sección 2 versa sobre los estados de la central y la clasificación de las condiciones que deben tenerse en cuenta. El análisis determinista de seguridad y los criterios de aceptación se exponen en la Sección 3, y el análisis determinista conservador de seguridad se explica en la Sección 4. La mejor estimación más el análisis de incertidumbre se comenta en la Sección 5. La calidad del análisis de

códigos informáticos y su verificación y validación se describen en la Sección 6. La relación del análisis determinista de seguridad y los aspectos técnicos de ésta y el análisis probabilista de seguridad se presentan en la Sección 7. La aplicación del análisis determinista de seguridad se expone en la Sección 8. La evaluación del término fuente para los estados operacionales y las condiciones de accidente para reactores nucleares se explican en la Sección 9.

## **2. AGRUPAMIENTO DE SUCESOS INICIADORES Y TRANSITORIOS ASOCIADOS EN RELACIÓN CON LOS ESTADOS DE LA CENTRAL**

2.1. Los estados de la central correspondientes a las centrales nucleares están especificados en la Ref. [1], tal como se indica en el Cuadro 1. Los estados de la central se dividen en estados operacionales y condiciones de accidente. Los primeros comprenden el funcionamiento normal y los incidentes operacionales previstos. Las condiciones de accidente son las condiciones de los accidentes base de diseño y las de los accidentes que superan el de base de diseño. Estas últimas comprenden las condiciones de accidente grave, que se caracterizan como estados con degradación importante del núcleo en los que, por ejemplo, los componentes de éste empiezan a fundirse.

2.2. Por lo que se refiere a los estados de la central que se enumeran en el Cuadro 1, tal como se especifica en la Ref. [1], el funcionamiento normal se define como el funcionamiento dentro de límites y condiciones operacionales especificados. Un incidente operacional previsto es un proceso operacional que se aparta del funcionamiento normal que se espera que se produzca al menos una vez durante la vida operacional de una instalación, pero que, vistas las disposiciones apropiadas del diseño, no provoca ningún daño considerable a elementos importantes para la seguridad o desemboca en condiciones de accidente (puede dar lugar, sin embargo, a un disparo del reactor). Los accidentes base de diseño son condiciones de accidente contra las cuales está diseñada una instalación según criterios de diseño determinados y en las que el daño causado al combustible y el escape de material radiactivo se mantienen dentro de límites autorizados (véase Ref. [3]).

2.3. Hay que preparar para todos los estados de la central una lista completa de sucesos iniciadores postulados (PIE) con objeto de asegurarse de que el análisis

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 1. ESTADOS DE LA CENTRAL [1, 3]

Estados operacionales		Condiciones de accidente			
Funcionamiento normal	Incidentes operacionales previstos	Accidentes dentro de la base de diseño		Accidentes fuera de la base de diseño	
		a	Accidentes base de diseño	b	Accidentes graves
					Gestión del accidente

<sup>a</sup> *Condiciones de accidente* que no son *accidentes base de diseño* explícitamente considerados pero que están comprendidas en ellos.

<sup>b</sup> *Accidentes que superan el de base de diseño* sin degradación importante del núcleo.

del comportamiento de la central es exhaustivo. Un suceso iniciador es un suceso que desemboca en incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente. Se incluyen aquí los errores de la entidad explotadora y los fallos del equipo (tanto dentro como fuera de la instalación), sucesos provocados por el hombre o naturales, y los riesgos internos o externos que, directa o indirectamente, ponen en peligro uno o más de los sistemas necesarios para mantener la seguridad de la central.

2.4. Deben especificarse los sucesos iniciadores postulados y los transitorios consiguientes para garantizar la consideración de todos los escenarios posibles. Al realizar análisis deterministas de la seguridad en relación con incidentes operacionales previstos, accidentes base de diseño y accidentes que superan el de base de diseño, deben agruparse en categorías todos los sucesos iniciadores postulados y los transitorios asociados. Existen diferentes series de criterios para agrupar los sucesos iniciadores y los transitorios en categorías, y cada serie de criterios dará lugar a una lista de sucesos distinta. Un método consiste en agrupar los sucesos según los efectos principales que podrían provocar la degradación de los sistemas de seguridad.

2.5. Los incidentes operacionales previstos comprenden la pérdida de la energía eléctrica normal, el disparo de turbina, el fallo del equipo de control y la pérdida de electricidad para la bomba principal del refrigerante.

2.6. Las categorías de sucesos iniciadores postulados para los accidentes base de diseño comprenden los siguientes transitorios:

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

- a) Aumento o disminución de la eliminación de calor del sistema de refrigeración del reactor;
- b) Aumento o disminución del caudal del sistema de refrigeración del reactor;
- c) Anomalías de la reactividad y la distribución de electricidad;
- d) Aumento o disminución del inventario del refrigerante del reactor;
- e) Escape de material radiactivo de un subsistema o componente.

2.7. El análisis computacional de todos los escenarios posibles de un accidente base de diseño puede no resultar factible. Hay que seleccionar de cada categoría de sucesos un número razonable de casos limitativos, que se conocen como escenarios límite o envolventes. Estos escenarios límite o envolventes deben escogerse de forma que presenten el mayor reto posible a los criterios de aceptación correspondientes y sean limitadores para los parámetros de comportamiento de la seguridad en relación con el equipo. Además de los accidentes base de diseño, tradicionalmente se vienen analizando los transitorios previstos sin disparo (ATWS) para los reactores de agua ligera. Es cada vez más común que se exija el análisis de otros accidentes que superen el de base de diseño.

2.8. Para calcular los escapes potenciales de material radiactivo al medio ambiente es más útil un agrupamiento distinto de los sucesos iniciadores y los transitorios. En particular, hay que identificar los accidentes en los que las barreras principales, como la contención, puedan resultar ineficaces, y hay que asegurarse de que se efectúan análisis de esos transitorios. Ejemplos de esos casos son las roturas del tubo del generador de vapor como sucesos iniciadores postulados o sucesos consecuentes, los accidentes con pérdida de refrigerante en el edificio auxiliar y los fallos que se producen cuando la contención está abierta durante una parada.

2.9. Existen dos métodos alternativos para agrupar los sucesos iniciadores postulados y sus transitorios asociados. El más usado en la actualidad consiste en agrupar los sucesos iniciadores y sus transitorios asociados según la frecuencia prevista de los sucesos iniciadores, como se indica en el Cuadro 2. El segundo método consiste en agruparlos por la frecuencia de los escenarios de accidente. Una forma de cuantificar la frecuencia de cada escenario de accidente es realizar un análisis probabilista de seguridad. Este análisis determina no solo las secuencias que llevan a una degradación del núcleo, sino también las secuencias más frecuentes que no culminan en daños para la central o que dan lugar a daños limitados.

2.10. Los accidentes que superan el de base de diseño, comprendidos los accidentes graves, se tratan aparte en los análisis deterministas de seguridad,

aunque algunos sucesos iniciadores puedan ser los mismos que en el caso de los accidentes base de diseño. Los resultados contribuyen a determinar las medidas necesarias para impedir accidentes graves y para atenuar, si las hubiera, sus consecuencias radiológicas.

### **3. ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA Y CRITERIOS DE ACEPTACIÓN**

#### ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD

3.1. Los análisis de seguridad son evaluaciones analíticas de fenómenos físicos que se dan en las centrales nucleares, realizadas con el fin de demostrar que los requisitos de seguridad, como el de garantizar la integridad de las barreras contra el escape de material radiactivo y otros varios criterios de aceptación, se cumplen para todos los sucesos iniciadores postulados que pudieran darse en una amplia gama de estados operacionales, comprendidos los diferentes niveles de disponibilidad de los sistemas de seguridad. Hay dos tipos básicos de análisis de seguridad: el análisis determinista y el análisis probabilista.

3.2. Los análisis deterministas de seguridad de una central nuclear predicen la respuesta a sucesos iniciadores postulados. Se aplica una serie específica de reglas y criterios de aceptación que se centran, característicamente, en los aspectos neutrónicos, termohidráulicos, radiológicos, termomecánicos y estructurales, que suelen analizarse con diferentes instrumentos computacionales. Las computaciones se usan por lo general para modalidades operacionales predeterminadas y estados operacionales, y los sucesos abarcan los transitorios previstos, los accidentes postulados, los accidentes seleccionados que superan el de base de diseño y los accidentes graves con degradación del núcleo. Los resultados de las computaciones dependen espacial y temporalmente de diversas variables físicas (por ejemplo, flujo de neutrones; energía térmica del reactor; presión, temperatura, caudal y velocidad del refrigerante primario; tensiones de los materiales estructurales; composiciones físicas y químicas; concentraciones de radionucleidos) o, en caso de evaluación de las consecuencias radiológicas, dosis de radiación para los trabajadores o el público.

3.3. Los análisis deterministas de seguridad con fines de diseño deben caracterizarse por sus hipótesis conservadoras y análisis envolventes. Esto se logra

CUADRO 2. POSIBLE SUBDIVISIÓN DE SUCESOS INICIADORES POSTULADOS

Frecuencia (1/reactor año)	Características	Estado de la central	Terminología	Criterios de aceptación
$10^{-2}$ -1 (esperada a lo largo de la vida de la central)	Esperadas	Incidentes operacionales previstos	Transitorios previstos, transitorios, fallos frecuentes, incidentes de frecuencia moderada, condiciones alteradas, condiciones anómalas	Sin daño adicional para el combustible
$10^{-4}$ - $10^{-2}$ (posibilidad mayor de 1% a lo largo de la vida de la central)	Posibles	Accidentes base de diseño	Incidentes poco frecuentes, fallos infrecuentes, fallos limitativos, condiciones de emergencia	Sin impacto radiológico, o sin impacto radiológico fuera de la zona de exclusión
$10^{-6}$ - $10^{-4}$ (posibilidad menor de 1% a lo largo de la vida de la central)	Improbables	Accidentes que superan el de base de diseño	Condiciones de fallo	Consecuencias radiológicas fuera de la zona de exclusión dentro de límites
$<10^{-6}$ (sumamente improbable)	Remotas	Accidentes graves	Condiciones de fallo	Respuesta de emergencia necesaria

mediante un proceso iterativo en la fase de diseño, cuando el o los casos límite por lo que respecta al margen mínimo de los criterios de aceptación está o están determinados para cada grupo de sucesos iniciadores postulados y secuencias. Para determinar el caso límite de un transitorio o serie de transitorios determinados, hay que tener en cuenta los fallos consecuentes que hayan sido provocados por el suceso iniciador (interno o externo).

3.4. Además, se debe usar una serie suficiente de hipótesis conservadoras o de mejor estimación para las condiciones iniciales y de contorno. También hay que considerar un número limitado de fallos coincidentes independientes (comprendido el error del operador). Ahora bien, la frecuencia de los casos disminuirá considerablemente al tomar en cuenta cada fallo coincidente independiente. Únicamente deben analizarse aquellas combinaciones de transitorios cuya frecuencia permanezca dentro de la base de diseño.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

3.5. La duración temporal de cualquier escenario que se analice debe prolongarse hasta el momento en que la central alcance un estado final seguro y estable. Es preciso definir lo que se entiende por estado final seguro y estable. En algunos casos se da por supuesto que se logra un estado final seguro y estable cuando el núcleo está cubierto y se ha logrado la eliminación a largo plazo de calor del núcleo y éste es subcrítico en un margen determinado. Ahora bien, el análisis de seguridad puede comprender también medidas para retirar de modo seguro el combustible del núcleo y almacenarlo en otro lugar en condiciones de refrigeración.

3.6. Algunos métodos tienen en cuenta criterios de aceptación específicos para cada uno de los grupos de sucesos iniciadores postulados y transitorios asociados que se comentan en la Sección 2 y atienden a la disponibilidad de los sistemas y las condiciones iniciales de la central.

3.7. Para garantizar un grado suficiente de defensa en profundidad hay que analizar todos los mecanismos creíbles de fallo de las distintas barreras. Ciertos fallos limitativos (por ejemplo, accidentes con pérdida de refrigerante por rotura grande, roturas secundarias, eyección de las varillas en reactores de agua a presión o caída de las varillas en reactores de agua en ebullición) deben también formar parte del análisis determinista de seguridad y no deben descartarse simplemente por su baja frecuencia. Sin embargo, el criterio de fuga antes de rotura en el análisis de mejor estimación puede servir para definir mejor ciertos requisitos de las estructuras, los sistemas y componentes. Otras consideraciones guardan relación con una regulación informada del riesgo y comprenden la necesidad de definir mejor los requisitos asociados con la aplicación del criterio del fallo único<sup>1</sup> y la pérdida de suministro eléctrico desde fuera del emplazamiento tras un accidente con pérdida de refrigerante.

3.8. Aunque con fines de diseño se deben emplear hipótesis conservadoras y análisis envolventes (véase párr. 3.3), se debe recurrir a análisis más realistas para evaluar la evolución y las consecuencias de los accidentes, por los motivos expuestos en el párr. 1.6. Para el desarrollo de procedimientos de emergencia y para el análisis de los accidentes que superan el de base de diseño, comprendidos los accidentes graves, varios Estados utilizan los métodos y códigos de mejor

---

<sup>1</sup> Un fallo único es un fallo que provoca la pérdida de capacidad de un sistema o componente para llevar a cabo su(s) función(es) de seguridad prevista(s), y cualquier fallo o fallos consecuentes resultantes. El criterio del fallo único es un criterio (o requisito) aplicado a un sistema tal que ha de ser capaz de realizar su función en presencia de cualquier fallo único.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

estimación. Para determinar qué medidas deben adoptarse con objeto de impedir la fusión del núcleo, es preciso determinar las diversas incertidumbres asociadas con los fenómenos correspondientes. Un análisis de incertidumbre no siempre es practicable, ni siquiera posible, y no tiene que efectuarse necesariamente para determinar qué medidas deben adoptarse para mitigar las consecuencias de los accidentes que superan el de base de diseño.

3.9. En el Cuadro 3 se enumeran distintas opciones para realizar análisis deterministas de seguridad. La opción 1 es un enfoque conservador:

- a) El código es conservador, ya que se pretende que arroje resultados pesimistas.
- b) Se da por sentado que las condiciones iniciales y de contorno seleccionadas, comprendido el tiempo de que dispone el operador para actuar, tienen valores pesimistas.
- c) No se debe tener en cuenta el equipo no relacionado con la seguridad, a no ser que resulte conservador hacerlo.
- d) Se da por supuesto el fallo único de mayor gravedad de los sistemas de seguridad destinados a atenuar las consecuencias del accidente.

3.10. En la actualidad, en muchos Estados se utiliza para los análisis de seguridad la opción 2, esto es, el uso de un código informático de “mejor estimación” en lugar de un código conservador. Sin embargo, se emplean condiciones iniciales y de contorno conservadoras, e hipótesis igualmente conservadoras, por lo que respecta a la disponibilidad de los sistemas. Deben usarse condiciones iniciales y de contorno conservadoras para asegurarse de que todas las incertidumbres asociadas con los modelos de código y los parámetros de la central están limitadas. El análisis completo requiere una combinación de validación del código, el empleo del conservadurismo en los datos y el uso de estudios de sensibilidad.

3.11. La opción 3 permite utilizar modelos de mejor estimación en el código en vez de modelos conservadores, junto con condiciones iniciales y de contorno más realistas. Sin embargo, hay que identificar las incertidumbres de manera que se pueda estimar la incertidumbre en los resultados calculados. Es preciso demostrar que existe una elevada probabilidad de que no sean superados los criterios de aceptación (véase la Sección 5). Deben combinarse estadísticamente las incertidumbres asociadas con el uso de un código informático de mejor estimación e hipótesis realistas para las condiciones iniciales y de contorno. Hay que tener en cuenta, si la hubiera, cualquier dependencia entre incertidumbres. Además, es preciso verificar que sean realistas las dimensiones de los parámetros

CUADRO 3. OPCIONES PARA LA COMBINACIÓN DE UN CÓDIGO INFORMÁTICO Y DATOS DE ENTRADA

Opción	Código informático	Disponibilidad de sistemas	Condiciones iniciales y de contorno
1. Conservadora	Conservador	Hipótesis conservadoras	Datos de entrada conservadores
2. Combinada	Mejor estimación	Hipótesis conservadoras	Datos de entrada conservadores
3. Mejor estimación	Mejor estimación	Hipótesis conservadoras	Realistas más incertidumbre; en parte condiciones más desfavorables <sup>a</sup>
4. Informada del riesgo	Mejor estimación	Derivada del análisis probabilista de la seguridad	Datos de entrada realistas con incertidumbres <sup>a</sup>

<sup>a</sup> Los datos de entrada realistas se emplean únicamente si se conocen las incertidumbres o sus distribuciones probabilistas. Deben usarse valores conservadores para aquellos parámetros cuyas incertidumbres son cuantificables con un alto nivel de confianza.

que se apliquen. Hay que realizar estudios de sensibilidad, especialmente para descubrir cualquier “efecto de corte abrupto”.<sup>2</sup>

3.12. En principio, las opciones 2 y 3 del Cuadro 3 son tipos de análisis claramente distintos, pero en la práctica se emplea una mezcla de las opciones 2 y 3, debido a que, cuando se dispone de datos amplios, hay tendencia a utilizar datos de entrada realistas y, siempre que los datos escasean, hay tendencia a utilizar datos de entrada conservadores. La diferencia entre estas dos opciones es la combinación estadística de las incertidumbres. En las opciones 1, 2 y 3, se formulan hipótesis conservadoras sobre la disponibilidad de los sistemas de seguridad y control. Por lo común, los criterios de aceptación dependen de la frecuencia del suceso iniciador.

---

<sup>2</sup> Un efecto de corte abrupto en una central nuclear es un caso de comportamiento gravemente anómalo de la central provocado por una transición brusca de un estado de la central a otro, a raíz de una pequeña desviación del parámetro de la central y una gran variación repentina de las condiciones de la central como respuesta a una pequeña variación en una entrada.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

3.13. Las opciones 1 y 2 se exponen más detalladamente en la Sección 4. La opción 3 se explica en la Sección 5.

3.14. La opción 4 no se emplea mucho todavía. Comprende un análisis realista, basado en un análisis probabilista de seguridad, para cuantificar la disponibilidad de los sistemas importantes para la seguridad y el éxito de las medidas atenuantes. La opción 4 también es oportuna para la preparación de una adopción de decisiones informada del riesgo y puede servir como un medio de verificar la envoltura determinista de base de diseño. Sin embargo, no está previsto que forme parte de la adopción de decisiones informada del riesgo.

### CRITERIOS DE ACEPTACIÓN

3.15. Los criterios básicos de aceptación se definen generalmente como los límites y las condiciones estipulados por un órgano regulador, y su finalidad es lograr un nivel de seguridad suficiente. Complementan estos criterios otros requisitos conocidos como criterios de aceptación (a veces denominados criterios de aceptación derivados) para garantizar la defensa en profundidad, impidiendo, por ejemplo, el fallo consiguiente de una barrera de presión en un accidente.

3.16. Para demostrar la seguridad de la central deben cumplirse los siguientes criterios básicos de aceptación:

- a) Es preciso que las dosis individuales y colectivas a los trabajadores y al público permanezcan dentro de los límites prescritos y tan bajas como sea razonablemente posible en todos los estados operacionales, garantizando la atenuación de las consecuencias radiológicas de cualquier accidente (véase Ref. [1], párr. 2.4).
- b) Debe mantenerse la integridad de las barreras que impiden el escape de material radiactivo (esto es, el propio combustible, la vaina de combustible, el sistema primario y/o secundario de refrigeración del reactor, la contención primaria y/o secundaria), según las categorías de estados de la central en los accidentes en los que se exige su integridad.
- c) Hay que garantizar las capacidades de los sistemas y operadores que deben realizar, directa o indirectamente, una función de seguridad en los accidentes en los que se exige la actuación de la función de seguridad.
- d) En algunos diseños, se exige descartar prácticamente grandes escapes precoces de material radiactivo.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

3.17. Los criterios básicos de aceptación, por ejemplo, los criterios de dosis de radiación, han de guardar proporción con la frecuencia del suceso iniciador o la secuencia, según el enfoque que se adopte.

3.18. Hay que establecer criterios de aceptación para la gama completa de estados operacionales y condiciones de accidente. Los criterios de aceptación pueden estar en relación con la frecuencia del suceso. Los sucesos que se producen frecuentemente, como los incidentes operacionales previstos, deben tener criterios de aceptación más restrictivos que los sucesos menos frecuentes, como los accidentes base de diseño.

3.19. Los criterios de aceptación deben establecerse en función de la variable o las variables que rigen directamente los procesos físicos que ponen en peligro la integridad de una barrera. No obstante, es una práctica técnica habitual recurrir a variables sustitutivas para establecer un criterio de aceptación que, si no se sobrepasa, asegurará la integridad de la barrera. Ejemplos de variables sustitutivas son: temperatura pico de vaina, desviación del coeficiente del límite de ebullición nucleada o incremento de entalpia de las pastillas combustibles. Al definir esos criterios de aceptación hay que incluir un grado suficientemente elevado de conservadurismo, con objeto de garantizar que existen márgenes de seguridad suficientes para dar cabida a incertidumbres más allá del criterio de aceptación.

3.20. Toda estructura y todo sistema o componente relacionado con la seguridad han de ser evaluados para demostrar que se comportarán de acuerdo con su función de diseño durante un accidente base de diseño. Además de demostrar que se cumplen los criterios de aceptación para las variables sustitutivas, hay que poner de manifiesto que también se cumplen los criterios de aceptación para cada componente relacionado con la seguridad. Por ejemplo, en caso de accidente con pérdida de refrigerante por rotura pequeña, es preciso demostrar que no se sobrepasan los criterios de diseño de las bombas impulsadas por diesel. Cuando sea factible, hay que evaluar el ajuste de cada sistema de seguridad de la central al criterio del fallo único. La presencia de un fallo único debe tomarse siempre en consideración en el caso limitativo, en cuanto a aplicar un criterio de aceptación para los sistemas de seguridad. Los criterios típicos de aceptación son:

- a) Límites numéricos de los valores de las variables calculadas (por ejemplo, temperatura pico de vaina, oxidación de la vaina de combustible);
- b) Condiciones de los estados de la central durante y después de un accidente (por ejemplo, limitaciones de la electricidad en función del flujo de

- refrigerante a través del núcleo, consecución de un estado seguro a largo plazo);
- c) Requisitos de comportamiento para las estructuras, los sistemas y los componentes (por ejemplo, coeficientes de flujo de inyección);
  - d) Requisitos para las intervenciones del operador, tomándose en cuenta el entorno concreto del accidente (por ejemplo, la fiabilidad del sistema de alarma y la habitabilidad de las zonas de control).

3.21. En las solicitudes de licencia es preciso demostrar siempre el cumplimiento de los criterios de aceptación.

3.22. Los criterios de aceptación para accidentes base de diseño pueden complementarse con criterios relacionados con accidentes graves. Característicamente, éstos son la frecuencia del daño al núcleo, la prevención de daño consecuente a la contención, frecuencia de grandes liberaciones tempranas, probabilidad de escenarios que requieran medidas de emergencia fuera del emplazamiento, limitación del escape de radionucleidos concretos como el Cs<sup>137</sup>, límites de dosis y/o riesgos para los individuos más expuestos.

## **4. ANÁLISIS DETERMINISTA CONSERVADOR DE SEGURIDAD**

### ENFOQUE CONSERVADOR

4.1. Un enfoque conservador significa por lo general que a todo parámetro que tenga que especificarse para el análisis hay que asignarle un valor que tendrá efecto desfavorable en relación con determinados criterios de aceptación. El concepto de métodos conservadores surgió en los primeros tiempos del análisis de seguridad para tomar en consideración las incertidumbres imputables a la escasa capacidad de elaboración de modelos y el conocimiento limitado de los fenómenos físicos, así como para simplificar el análisis.

4.2. En un análisis conservador tradicional, se determinan de modo conservador tanto las condiciones supuestas de la central como los modelos físicos empleados. El razonamiento es que un enfoque de este tipo parece demostrar que los parámetros de seguridad calculados permanecen dentro de los criterios de aceptación y asegurar que ningún otro transitorio de esa categoría los sobrepasa.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Esta es la Opción 1 del Cuadro 3. La opción 2 se considera también un enfoque conservador, como se explica en el párr. 3.10.

4.3. Ahora bien, tanto en la opción 1 como en la opción 2, es preciso asimismo demostrar que los resultados calculados son conservadores para cada aplicación. Hay que revisar la interacción con los puntos fijados para la activación de los correspondientes sistemas de seguridad o los sistemas de control de la central para asegurarse de que el conservadurismo de los resultados es suficiente.

### CONDICIONES INICIALES Y DE CONTORNO

4.4. Las condiciones iniciales son los valores supuestos de los parámetros de la central al comienzo del transitorio que se va a analizar. Ejemplos de esos parámetros son el nivel de potencia del reactor, la distribución de la energía eléctrica, la presión, la temperatura y el flujo en el circuito primario.

4.5. Las condiciones de contorno son los valores supuestos de los parámetros durante todo el transitorio. Ejemplos de condiciones de contorno son las imputables a la actuación de sistemas de seguridad, como bombas y suministros de energía que originen cambios en los coeficientes de flujo, fuentes externas y sumideros de masa y energía, y otros parámetros durante el transitorio.

4.6. Con el fin de realizar cálculos conservadores, las condiciones iniciales y de contorno deben establecerse en valores que arrojen resultados conservadores para aquellos parámetros de seguridad que tengan que compararse con los criterios de aceptación. Una serie de valores conservadores para las condiciones iniciales y de contorno no da lugar necesariamente a resultados conservadores para cada parámetro de seguridad. Así pues, hay que seleccionar el conservadurismo apropiado para cada condición inicial y de contorno, según el transitorio concreto y el criterio de aceptación asociado.

### DISPONIBILIDAD DE SISTEMAS Y COMPONENTES

4.7. En los análisis conservadores, hay que aplicar el criterio del fallo único para determinar la disponibilidad de sistemas y componentes. Este criterio estipula que los sistemas de seguridad han de ser capaces de realizar sus funciones especificadas cuando se produzca cualquier fallo único. Hay que dar por supuesto un fallo en el sistema o componente que tenga el mayor efecto negativo en el parámetro de seguridad calculado.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

4.8. Todas las causas comunes y los fallos consiguientes asociados con el suceso iniciador postulado deben incluirse también en el análisis, así como el fallo único. Además, debe considerarse la indisponibilidad imputable al mantenimiento en línea, si es que se tolera en los procedimientos operacionales de la central (véase párr. 5.37 de la Ref. [1]).

4.9. Además del propio suceso iniciador postulado, al analizar los accidentes base de diseño hay que considerar, según corresponda, la pérdida de suministro eléctrico del exterior del emplazamiento. En tales casos hay que elegir la hipótesis que arroje el efecto más negativo en el margen del criterio de aceptación. Igualmente, hay que dar por sentado que fallará el equipo que no esté cualificado para condiciones específicas de accidente, a no ser que su funcionamiento ininterrumpido origine condiciones más desfavorables. Deben tenerse en cuenta en el análisis la disfunción de los sistemas de control y los retrasos en la actuación de los sistemas de protección y los sistemas de seguridad. Para estos sistemas hay que examinar la cuestión de si un funcionamiento ininterrumpido provoca condiciones más desfavorables que su no disponibilidad.

### MEDIDAS ADOPTADAS POR EL EXPLOTADOR

4.10. Con fines de diseño, no hay que contar con las medidas de la entidad explotadora para limitar la evolución de un accidente base de diseño dentro de un tiempo determinado. Excepcionalmente, el diseño puede tomar en consideración medidas adoptadas anteriormente por la entidad, pero en esos casos los plazos de actuación tienen que ser conservadores y han de estar plenamente justificados. Hay que formular hipótesis conservadoras en cuanto a la oportunidad de las medidas que adopte la entidad explotadora. Hay que dar por sentado que, en la mayoría de los casos, ésta adoptará medidas de recuperación después de un accidente.

### NODALIZACIÓN Y ELABORACIÓN DE MODELOS DE LA CENTRAL

4.11. En algunos casos, los resultados producidos por el análisis conservador son sensibles a las decisiones adoptadas por el usuario, como el número y la estructura de los nodos que se empleen. Estos efectos del usuario podrían ser particularmente considerables para un análisis conservador cuyos resultados no puedan compararse con datos de la central o datos experimentales. Para limitar esos efectos hay que atenerse estrictamente a los procedimientos, la documentación del código y las

directrices del usuario. En los procedimientos están incluidas cuestiones como el modo de compilar la serie de datos de entrada y los medios para seleccionar los modelos adecuados en el código (se comentan en la Sección 6).

## **5. MEJOR ESTIMACIÓN MÁS ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRE**

### **MÉTODO DE MEJOR ESTIMACIÓN**

5.1. Las hipótesis conservadoras empezaron a utilizarse en los albores de los análisis de seguridad para afrontar las incertidumbres existentes en el decenio de 1970. Desde entonces, la abundante investigación experimental en cuestiones termohidráulicas ha dado lugar a un considerable aumento del conocimiento, y el desarrollo de códigos informáticos ha mejorado la capacidad de obtener resultados calculados a partir de simulaciones que corresponden más exactamente a los resultados experimentales.

5.2. El empleo de una metodología conservadora puede resultar tan conservador que queden encubiertas cuestiones importantes relacionadas con la seguridad, por ejemplo, la hipótesis de que un alto nivel de potencia en el núcleo pueda originar niveles altos de mezcla de vapor-agua en el núcleo en caso de accidente postulado con pérdida de refrigerante por rotura pequeña. Por ende, la temperatura pico de vaina calculada puede no ser conservadora. Asimismo, la hipótesis de que un menor rozamiento entre fases entre el agua y el vapor puede dar lugar a temperaturas más altas de vaina en la zona superior del núcleo es conservadora. Ahora bien, esta hipótesis conservadora dará lugar a una estimación optimista del tiempo de recarga/reinundación, ya que resultará que en el sistema primario de refrigeración queda más agua de la que queda en realidad. En los casos en los que un análisis realista podría demostrar que pueden quedar encubiertas cuestiones importantes relacionadas con la seguridad, los cálculos conservadores para la concesión de la licencia han de ir acompañados de un análisis de mejor estimación, sin evaluación de incertidumbres, para asegurarse de que el análisis conservador no enmascara problemas importantes relacionados con la seguridad.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

5.3. Además, a menudo un enfoque conservador no indica los márgenes de los criterios de aceptación que, en realidad, podrían servir para lograr una mayor flexibilidad operacional.

5.4. Para sortear estas deficiencias, puede ser preferible recurrir al método de mejor estimación, junto con una evaluación de incertidumbres, para comparar los resultados de los cálculos con los criterios de aceptación. Este tipo de análisis se conoce como método de mejor estimación más incertidumbres. El método de mejor estimación proporciona información más realista sobre el comportamiento físico del reactor, identifica los problemas de seguridad más significativos y facilita información sobre los márgenes existentes entre los resultados de los cálculos y los criterios de aceptación. El método de mejor estimación puede utilizarse para los escenarios de accidente en los que el criterio de aceptación no es muy amplio. Para los escenarios con grandes márgenes de los criterios de aceptación resulta más práctico recurrir a un análisis conservador en el que no se realice una evaluación detallada de las incertidumbres.

5.5. Para un análisis de mejor estimación hay que utilizar un código de mejor estimación (que se comenta más adelante) u otros instrumentos que describan de manera realista el comportamiento de los procesos físicos en un sistema o componente. Para ello hacen falta datos suficientes que puedan garantizar que todos los fenómenos importantes se han tenido en cuenta en la elaboración de modelos o que sus efectos están limitados (véase párr. 5.9). Determinar que todos los fenómenos importantes se han tenido en cuenta en la elaboración de modelos o que sus efectos están limitados debe formar parte del programa de validación (véase Sección 6).

5.6. Debido a que los resultados de los códigos de mejor estimación no están diseñados para limitar datos experimentales, los códigos de mejor estimación no están destinados a arrojar resultados conservadores. Por consiguiente, es preciso cuantificar mediante resultados experimentales las incertidumbres en los resultados debidas a aproximaciones inevitables en la elaboración de modelos. Se da en varios Estados la tendencia a utilizar la mejor estimación más el análisis de incertidumbre, que es la Opción 3 del Cuadro 3. Esto reviste especial importancia cuando los valores de los parámetros de seguridad se aproximan a los criterios de aceptación, por ejemplo, 1200°C de temperatura pico de vaina en un reactor de agua a presión. En estos casos puede no bastar una evaluación de las incertidumbres basada en un solo cálculo seleccionado en función de la opinión de expertos para limitar las incertidumbres en la elaboración de modelos para el código.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

5.7. La opción 3 utiliza la combinación de un código informático de mejor estimación e hipótesis realistas para las condiciones iniciales y de contorno. Este método ha de basarse en incertidumbres estadísticamente combinadas en cuanto a las condiciones de la central y modelos de código para establecer, con una alta probabilidad especificada, que los resultados calculados no sobrepasan los criterios de aceptación. Es una práctica común exigir garantías de una probabilidad del 95% o más de que no se sobrepasarán los criterios de aceptación aplicables a una central. No se puede llegar a una probabilidad del 100% (certeza) porque sólo se puede efectuar un número limitado de cálculos. El nivel de probabilidad del 95% se elige fundamentalmente por su coherencia con la práctica técnica estándar en cuestiones de reglamentación. Sin embargo, las reglamentaciones nacionales pueden exigir un nivel distinto de probabilidad de que no se sobrepasen los criterios de aceptación aplicables.

5.8. Se ha descubierto que algunos parámetros, como la desviación del coeficiente del límite de ebullición nucleada en reactores de agua a presión o la relación de potencia crítica en reactores de agua en ebullición, son aceptables a un nivel de probabilidad del 95%. Es posible aplicar técnicas que utilizan niveles de confianza adicionales, por ejemplo, niveles de confianza del 95%, que toman en cuenta posibles errores de muestreo debidos a la realización de un número limitado de cálculos.

5.9. La incertidumbre de los parámetros asociados con los resultados de un código informático puede determinarse con ayuda de una tabla de identificación y graduación de fenómenos (PIRT) para cada suceso que se analice. Se trata de un proceso en el que varios expertos realizan evaluaciones para graduar la importancia de diferentes fenómenos para los escenarios en consideración. La graduación tiene que identificar los fenómenos más importantes para los que ha quedado garantizada la idoneidad del código y debe basarse en la medida de lo posible en los datos disponibles. Los parámetros importantes deben variarse al azar de acuerdo con sus respectivas distribuciones de probabilidad, con objeto de determinar la incertidumbre global. Puede emplearse el mismo proceso para evaluar la aplicabilidad de un código informático o un instrumento computacional a la simulación de un suceso seleccionado.

5.10. Se debe preparar una tabla de identificación y graduación de fenómenos (PIRT) específica para cada suceso para el que se emplee un código o una metodología informatizados. Distintos tipos de accidentes, como los de pérdida del refrigerante por rotura grande o pequeña, así como de transitorios, progresan debido a distintos fenómenos y requieren, por consiguiente, tablas específicas de identificación y graduación de fenómenos.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

5.11. Una alternativa a basarse por completo en el juicio de expertos en un análisis realizado en función de una tabla de identificación y graduación de fenómenos es recurrir a un método estadístico. Los métodos estadísticos se utilizan cada vez más para obtener información sobre la graduación de los parámetros.

5.12. Los métodos para cuantificar incertidumbres han alcanzado la madurez y se han empleado con fines de licencia y en investigaciones de la seguridad del reactor.

5.13. Hay que respetar escrupulosamente los procedimientos, la documentación de los códigos y las directrices para el usuario con objeto de limitar la influencia de éste en la realización de análisis de “mejor estimación más incertidumbres”, así como en la de análisis conservadores. La validación y la diversidad de códigos también protegen contra los efectos del usuario, como se comenta en la Sección 6.

5.14. En los accidentes graves, es preciso evaluar los procedimientos de emergencia de la entidad explotadora, y hay que evaluar también las directrices para la gestión de los accidentes graves, además del objetivo de demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación. Estos análisis deben comprender el uso de todos los sistemas o componentes disponibles para atenuar las consecuencias del accidente, y deben basarse en el mejor conocimiento existente. Algunas autoridades reguladoras piden al titular de la licencia que demuestre que se cumple un criterio de escape para accidente grave en el supuesto de que la entidad explotadora no adopte medida alguna en un periodo de tiempo prescrito.

### CÓDIGOS INFORMÁTICOS DE MEJOR ESTIMACIÓN

5.15. Un cálculo de mejor estimación emplea la elaboración de modelos con miras a describir de manera realista los procesos físicos que se producen en una central nuclear. Así pues, la cuestión clave al utilizar el método de mejor estimación estriba en la disponibilidad de códigos informáticos que puedan servir para una elaboración realista de los fenómenos importantes y simular el comportamiento de los sistemas de la central. Los códigos que son capaces de cumplir estos requisitos se denominan códigos informáticos de mejor estimación.

5.16. Los códigos informáticos de mejor estimación tienen distintos niveles de cualificación, debido, por ejemplo, a los diferentes niveles de disponibilidad de datos experimentales o datos operacionales, y al grado de evaluación independiente de dichos datos. Así pues, es necesaria una base de datos amplia para fomentar la confianza en el empleo de códigos e instrumentos

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

informatizados de mejor estimación. Los resultados obtenidos por medio del código deben compararse con los datos existentes en la base de datos, lo que contribuirá también a determinar las incertidumbres asociadas con los cálculos de mejor estimación.

5.17. Para los análisis de mejor estimación se dispone de las siguientes categorías de códigos:

- a) Códigos termohidráulicos de sistemas;
- b) Códigos de física del núcleo;
- c) Códigos específicos para componentes o para fenómenos;
- d) Códigos computacionales de dinámica de fluidos;
- e) Códigos combinados.

5.18. Los códigos termohidráulicos de sistemas son aquellos códigos informáticos (instrumentos computacionales) capaces de elaborar modelos, incluso por separado, del sistema primario, la interfaz con el sistema secundario, el sistema de contención o confinamiento y otros sistemas de la central que tienen importancia en relación con la seguridad.

5.19. Los códigos de física del núcleo son instrumentos computacionales especializados para realizar cálculos detallados de la física del núcleo, comprendidos cálculos del flujo de neutrones; cálculos de la distribución pormenorizada de la energía eléctrica (bidimensionales o tridimensionales); y, con carácter crítico, cálculos de quemado a largo plazo, gestión del combustible y recarga.

5.20. Los códigos específicos para componentes o para fenómenos son instrumentos computacionales especializados para la evaluación del estado permanente o el comportamiento transitorio de componentes del sistema nuclear de generación de vapor, como varillas de combustible, el núcleo del reactor, bombas, válvulas o intercambiadores de calor, o bien de fenómenos individuales, como flujo calorífico crítico, calentamiento del combustible debido a desviaciones de la reactividad, cargas dinámicas en componentes asociadas con la aparición de roturas y propagación de ondas de presión.

5.21. Los códigos computacionales de fluidos se emplean para resolver ecuaciones para la conservación de masa, velocidad y energía para medios distintos con un alto grado de detalle. Los códigos se usan característicamente para elaborar modelos de distribución de componentes múltiples y fenómenos mixtos. Aunque en un principio estos códigos se idearon para elaborar modelos

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de flujo monofásicos en aplicaciones no nucleares, existen numerosos ejemplos de su empleo en análisis de seguridad. Está en curso el proceso para ampliar los códigos computacionales de dinámica de fluidos a regímenes de flujo bifásicos.

5.22. Los códigos combinados son instrumentos computacionales formados por la combinación de códigos pertenecientes a dos o más categorías. Ejemplos de códigos combinados son aquéllos que combinan la cinética neutrónica tridimensional y la termohidráulica de los sistemas, y los códigos de choque térmico a presión, que combinan la termohidráulica, el análisis de tensiones y la mecánica de fracturas.

5.23. Todos los tipos de instrumentos computacionales expuestos en el párr. 5.17 pueden utilizarse para abordar problemas y facilitar resultados en un enfoque de mejor estimación para la concesión de licencias. La aplicación cabal del método de mejor estimación más incertidumbres se ha efectuado para evaluar los criterios de aceptación para el sistema de emergencia de refrigeración del núcleo a raíz de accidentes base de diseño y para evaluar márgenes térmicos para el núcleo.

5.24. Es menester garantizar la calidad de los códigos de mejor estimación cuando se emplean para la concesión de licencias. La validación y la verificación son pasos primordiales para cualificar cualquier método computacional. Son los principales medios de evaluación de la exactitud de las simulaciones computacionales, como se comenta en la Sección 6.

### ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD Y ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRE

5.25. El análisis de sensibilidad comprende la variación sistemática de las variables de entrada de cada código y de los distintos parámetros utilizados en los modelos, con objeto de determinar su influencia en los resultados de los cálculos.

5.26. Se debe realizar un análisis de incertidumbre para determinar las incertidumbres de los modelos de códigos, del modelo de la central y de los datos de la central, comprendidas las incertidumbres en las mediciones y las incertidumbres en la calibración, para el análisis de cada suceso individual. La incertidumbre global en los resultados de un cálculo debe obtenerse combinando las incertidumbres asociadas con cada entrada individual. También deben preverse estudios para cuantificar el efecto de escala entre un proyecto experimental y las dimensiones reales de la central.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

5.27. Cabe distinguir incertidumbres de dos tipos distintos, epistémicas y aleatorias, que deben tratarse independientemente.

5.28. La incertidumbre epistémica se debe a un conocimiento imperfecto o a una información incompleta. Los parámetros que son inciertos tienen un valor definido pero no conocido con exactitud. Además, en todo modelo o análisis de un fenómeno físico se precede a efectuar simplificaciones e hipótesis. Incluso para situaciones relativamente simples, un modelo puede no abarcar determinados aspectos que se consideran sin importancia. Así pues, las simplificaciones contribuyen a la incertidumbre epistémica, además de la incertidumbre asociada con el estado del conocimiento.

5.29. De la incertidumbre epistémica se ocupan directamente el análisis de incertidumbre y el análisis de sensibilidad de los resultados obtenidos utilizando modelos computacionales tanto deterministas como probabilistas. Esos análisis cuantifican la incertidumbre asociada con el resultado de un cálculo e identifican las principales fuentes de esa incertidumbre.

5.30. La incertidumbre aleatoria representa la actuación impredecible al azar del sistema y sus componentes y los valores asociados de los parámetros de la central (por ejemplo, presión y temperatura del circuito primario). Un ejemplo es el fallo aleatorio del equipo. Las variables sometidas a incertidumbre aleatoria son aleatorias por naturaleza. La incertidumbre aleatoria se aborda en el análisis probabilista de seguridad para cuantificar las “posibilidades de aparición” de un fallo del sistema, esto es, para expresar en términos probabilistas hasta qué punto un sistema es fiable. La incertidumbre aleatoria se aplica también a las medidas adoptadas por la entidad explotadora.

5.31. Se han publicado métodos para realizar análisis de incertidumbre (por ejemplo, en la Ref. [4]). Son:

- a) Uso de una combinación de juicio de expertos, técnicas estadísticas y cálculos de sensibilidad;
- b) Uso de datos experimentales a escala;
- c) Uso de cálculos envolventes del escenario.

5.32. Con fines de licencia se realizan análisis de sensibilidad para determinar las condiciones que desembocan en el margen mínimo de los criterios de aceptación. A continuación deben realizarse análisis de incertidumbre de las condiciones más limitativas.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

5.33. Por lo general se emplean numerosos parámetros al realizar análisis de la seguridad, que contribuyen a las incertidumbres en los resultados de los cálculos. La mayoría de los métodos para cuantificar la incertidumbre de los resultados se basan en la identificación de los parámetros de entrada que se consideran inciertos. Las incertidumbres de las entradas se cuantifican determinando la magnitud y distribución de los posibles valores de los parámetros de los modelos. De no ser esto factible, deben utilizarse valores conservadores. Debe hacerse esto mismo con cada fenómeno que tenga importancia para el análisis.

5.34. La evaluación de las incertidumbres es un elemento esencial en el empleo de cálculos de mejor estimación para entender los escenarios de accidente. La necesidad de cuantificar las incertidumbres de las predicciones realizadas valiéndose de códigos informáticos obedece a las inevitables aproximaciones que se producen en la elaboración de modelos, comprendido un conocimiento insuficiente de la magnitud de una serie de parámetros de entrada. Por consiguiente, siempre que se utilice el método de mejor estimación para un análisis determinista hay que tener en cuenta las incertidumbres de los resultados. Esta evaluación de las incertidumbres debe abarcar tanto las imputables a los modelos como a los métodos numéricos empleados. El efecto combinado de unas y otras puede evaluarse mediante datos experimentales o mediante la comparación con códigos validados, como se comenta en la Sección 6.

### CONDICIONES INICIALES Y DE CONTORNO

5.35. Hay que utilizar un modelo de entrada de la central para definir la situación de las condiciones iniciales y las condiciones de contorno de la central, así como la disponibilidad y el comportamiento del equipo. Esas condiciones comprenden la potencia inicial, el comportamiento de las bombas, los tiempos de actuación de las válvulas y el funcionamiento de los sistemas de control. Las incertidumbres asociadas con las condiciones iniciales y las condiciones de contorno, y con la caracterización y el comportamiento del equipo, deben ser tenidas en cuenta en el análisis. Es aceptable limitar la variabilidad que se vaya a tener en cuenta estableciendo los valores de las condiciones iniciales y las de contorno en límites conservadores. Fijar la variabilidad en límites conservadores es una manera de no combinar incertidumbres de dos clases diferentes, a saber, las incertidumbres epistémicas y las incertidumbres aleatorias, como se comenta en los párrs. 5.27–5.30.

5.36. En un análisis determinista de la seguridad deben emplearse las condiciones iniciales más limitativas esperadas a lo largo de la vida útil de la

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

central, y éstas suelen basarse en análisis de sensibilidad. Como ejemplo, se presentan a continuación las condiciones iniciales para el análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante. Los siguientes requisitos deterministas desfavorables pueden ser también válidos en el método de “mejor estimación”:

- a) Fallo único más desfavorable.
- b) La indisponibilidad debida a mantenimiento preventivo en plena operación, si se da, debe incluirse en el análisis.
- c) Localización más desfavorable de la rotura.
- d) La magnitud de los tamaños de la rotura que dé lugar a la máxima temperatura pico de vaina u otros valores limitativos de las correspondientes variables de seguridad que deben compararse con los criterios de aceptación.
- e) Magnitud de las grietas longitudinales en las tuberías más grandes que den lugar a la temperatura pico de vaina más elevada u otros valores limitativos de las variables correspondientes de la seguridad que haya que comparar con los criterios de aceptación; la superficie de la grieta máxima es igual al doble de la superficie de la sección cruzada de la tubería.
- f) La magnitud de las dimensiones de las roturas ha de ser suficientemente grande para que la respuesta del sistema en función del tamaño de la rotura se defina de modo que se puedan descartar fiablemente los resultados poco razonables que correspondan a cualquier punto de la magnitud de los tamaños de la rotura; para esta magnitud, las dimensiones de las roturas deben evaluarse en incrementos que sean suficientemente finos para resolver tendencias y picos en las variables relacionadas con la seguridad que sean de interés.
- g) Pérdida de suministro eléctrico desde el exterior.
- h) Debe especificarse la potencia inicial del reactor para las condiciones y los valores más desfavorables que puedan presentarse en funcionamiento normal, teniendo en cuenta los puntos establecidos para la potencia integral y el control de la densidad de potencia.
- i) Valores conservadores para los coeficientes de realimentación de reactividad.
- j) Tiempo en el ciclo del combustible (o sea, comienzo del ciclo, final del ciclo, quemado).
- k) Valores de los parámetros termohidráulicos como la presión, la temperatura, los caudales y los niveles de agua en el circuito primario y en el circuito secundario que den lugar al tiempo más breve para destapar el núcleo.
- l) Condiciones de temperatura para el sumidero final de calor.
- m) Se da por supuesto que la barra que ejerce el mayor efecto en la reactividad está atascada (en ciertos diseños del reactor).

5.37. Las condiciones iniciales que no puedan darse en combinación no deben tenerse en cuenta al realizar un análisis realista. Por ejemplo, el calor de desintegración limitativo y los factores de pico limitativos no pueden físicamente producirse al mismo tiempo. En los análisis conservadores se combinan los valores limitativos. En caso de análisis realistas, se puede usar la apropiada combinación de calor de desintegración y factor de pico.

#### DISPONIBILIDAD DE SISTEMAS: CRITERIO DEL FALLO ÚNICO Y PÉRDIDA DEL SUMINISTRO ELÉCTRICO DESDE EL EXTERIOR

5.38. Los requisitos para la licencia por lo que respecta a la disponibilidad de los sistemas han de ser los mismos independientemente de que se emplee un enfoque conservador o el método de mejor estimación. Estos requisitos para la licencia se comentan en la Sección 4. Habitualmente son el criterio de “fallo único más desfavorable” y la hipótesis de una pérdida coincidente de suministro eléctrico desde el exterior en el análisis de accidentes base de diseño. Debido a las mejoras que se han producido en la elaboración de métodos para análisis realistas, estas hipótesis tradicionales podrían no aplicarse siempre en el futuro; por ejemplo, se puede suavizar el criterio de fallo único más desfavorable mediante la introducción de argumentos probabilistas para la disponibilidad de los sistemas. Rige aquí el análisis de seguridad informado del riesgo por medio de la Opción 4 del Cuadro 3, y este tema queda fuera del alcance de esta Guía de Seguridad.

#### NODALIZACIÓN Y ELABORACIÓN DE MODELOS DE LA CENTRAL

5.39. La nodalización debe ser lo bastante detallada como para que se encuentren representados todos los fenómenos importantes del escenario y todas las características importantes del diseño de la central nuclear que se esté analizando. Pueden ser necesarias series diferentes de datos de entrada para escenarios diferentes. Una nodalización cualificada que haya logrado con éxito la coincidencia con los resultados experimentales de un escenario determinado debe usarse en la medida de lo posible para el mismo escenario cuando se lleve a cabo un análisis de una central nuclear. Cuando se empleen pruebas a escala para evaluar un código informático, hay que utilizar para la prueba y para el análisis a escala real de la central una filosofía coherente de nodalización. Hay que efectuar suficientes análisis de sensibilidad sobre la nodalización para asegurarse de que los resultados calculados no presentan variaciones erráticas.

## 6. VERIFICACIÓN Y VALIDACIÓN DE CÓDIGOS INFORMÁTICOS

### GESTIÓN DEL PROCESO

6.1. Hay que gestionar todas las actividades que afectan a la calidad de los códigos informáticos. Harán falta para ello procedimientos que sean específicos para garantizar la calidad del software [5, 6]. Es preciso emplear las mejores prácticas de ingeniería informática que sean aplicables al desarrollo y el mantenimiento de un software crítico para la seguridad. Más concretamente, hay que establecer procedimientos e instrucciones formalizados para toda la vida útil de los códigos, comprendidas la elaboración, verificación y validación de éstos, así como un proceso de mantenimiento constante con especial atención a la comunicación y corrección de errores.

6.2. Los encargados de la elaboración de códigos deben asegurarse de que se han adoptado las medidas planificadas y sistemáticas que son necesarias para tener la certeza de que el código cumple los requisitos funcionales. Como mínimo, los procedimientos deben considerar el control de la elaboración, el control de documentos, la configuración y la comprobación del código, y las medidas correctoras.

6.3. Hay que aplicar procedimientos para garantizar que el código realiza correctamente todas las funciones previstas y ninguna imprevista.

6.4. Las actividades necesarias pueden categorizarse del siguiente modo:

- a) Preparación y mejora de manuales destinados a los responsables de la elaboración del código y los usuarios;
- b) Actividades de verificación y validación, y documentación de las mismas;
- c) Comunicación de errores y medidas correctoras, y documentación de las mismas;
- d) Pruebas de aceptación e instalación del código, y mejora de los manuales correspondientes;
- e) Gestión de la configuración;
- f) Control de interfaces.

6.5. Para reducir al mínimo los errores humanos en la elaboración de códigos, únicamente personal debidamente cualificado debe participar en la elaboración,

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

verificación y validación del código. En las organizaciones del usuario, igualmente, solo debe utilizar el código personal adecuadamente cualificado.

6.6. La gestión de calidad de la elaboración de códigos tiene que ser independiente de los responsables de la elaboración. Hay que realizar auditorías de la elaboración de códigos. También hay que realizar auditorías en las organizaciones del usuario para asegurarse de que el código se aplica y utiliza correctamente.

6.7. En caso de que algunas tareas propias de la elaboración, verificación o validación de códigos se deleguen en una organización exterior, esas tareas han de ser dirigidas para garantizar la calidad en la organización exterior. La organización madre ha de examinar los planes de esa otra organización y debe efectuar una auditoría de su aplicación.

6.8. A medida que se vayan elaborando nuevas versiones de los códigos, es preciso simular una serie de casos de prueba. Esas simulaciones deben llevarlas a cabo los responsables de la elaboración de los códigos y los usuarios, según convenga.

### PLAN PARA LA VERIFICACIÓN DE CÓDIGOS Y APLICACIÓN DEL MISMO

6.9. El plan de verificación de códigos debe prepararse en una fase temprana de la elaboración de los mismos. Debe hacerse preferiblemente cuando se están redactando los requisitos funcionales del código. El plan debe comprender los objetivos, el enfoque, el plan de verificación, el programa y las disposiciones en materia de organización y de gestión. Dicho plan debe revisarse y actualizarse cuando sea necesario.

6.10. Las tareas de verificación deben asignarse a los encargados de la elaboración. Un proceso de verificación independiente puede ser conveniente y debe tenerse en cuenta. Los resultados de todas las actividades de verificación deben documentarse y conservarse como parte del sistema destinado a la gestión de calidad.

## VERIFICACIÓN DEL DISEÑO DE LOS CÓDIGOS

6.11. Hay que proceder a una verificación del diseño del código para demostrar su conformidad con los requisitos correspondientes. En general, la verificación del diseño del código debe garantizar que los métodos numéricos, la transformación de las ecuaciones numéricas en un programa numérico para ofrecer soluciones, y las opciones del usuario y sus restricciones se llevan a cabo debidamente de acuerdo con los requisitos del diseño.

6.12. La verificación del diseño del código debe hacerse mediante revisión, inspección y auditoría. Hay que preparar listas para la revisión y la inspección. Deben efectuarse auditorías en elementos seleccionados para garantizar la calidad.

6.13. La verificación del diseño debe comprender una revisión del concepto del diseño, la lógica básica, diagramas de flujo, métodos numéricos, algoritmos y medio computacional. En caso de que el código se aplique en una plataforma de hardware o software que no sea la misma que en la que se llevó a cabo el proceso de verificación es preciso evaluar la validez constante de la verificación del código.

6.14. El diseño del código puede contener la integración o el agrupamiento de códigos. En tales casos, la verificación del diseño debe asegurar que los nexos y/o las interfaces entre los códigos han sido diseñados y aplicados correctamente para cumplir los requisitos de diseño.

## VERIFICACIÓN DEL CÓDIGO FUENTE

6.15. Hay que proceder a una verificación del código fuente para demostrar que es conforme a las normas de programación y las normas de lenguaje, y que su lógica es coherente con la especificación del diseño.

6.16. Los instrumentos básicos de verificación del código fuente son la revisión, la inspección y la auditoría. Hay que preparar listas para la revisión y la inspección. Cuando sea factible, es menester efectuar comparaciones con cálculos independientes para verificar que las operaciones matemáticas se han hecho correctamente. Deben efectuarse auditorías en elementos seleccionados para garantizar la calidad.

6.17. Debido a sus grandes dimensiones, es posible que no se puedan efectuar una revisión y una inspección de la totalidad del código con fines de verificación.

En esos casos hay que proceder a una verificación de módulos o partes individuales del código, que debe comprender una inspección minuciosa de todas las interfaces entre módulos.

## ERRORES Y MEDIDAS CORRECTORAS

6.18. Un error es una falta de coincidencia del código o su documentación con los requisitos del diseño. Todos los errores han de comunicarse al responsable de la elaboración del código, que procederá a corregirlos.

6.19. La búsqueda de errores y la comunicación de su corrección deben ser un proceso continuo y formar parte del mantenimiento del código. Hay que evaluar los efectos de esos errores en los resultados de los análisis que se hayan realizado y utilizado como parte de la evaluación de la seguridad de una central.

## VALIDACIÓN DE CÓDIGOS

### **Proceso de validación**

6.20. Hay que proceder a la validación de todos los códigos informáticos que se emplean para el análisis determinista de la seguridad de las centrales nucleares. La finalidad de la validación (también llamada cualificación o evaluación de código) es proporcionar confianza en la capacidad del código para predecir, de modo realista o conservador, los valores del parámetro o parámetros de seguridad que interesen. Asimismo debe cuantificar la precisión con que pueden calcularse los valores de los parámetros.

6.21. Las principales fuentes de información que deben usarse para evaluar la calidad de las predicciones de los códigos informáticos son soluciones analíticas, datos experimentales, transitorios de la central nuclear y cálculos de referencia (comparaciones código a código).

6.22. Para análisis complejos, el proceso de validación debe llevarse a cabo en dos fases: la fase de elaboración, en la que es el creador del código quien efectúa la evaluación, y la fase de evaluación independiente, en la que ésta corre por cuenta de alguien independiente del creador del código. Ambas fases son necesarias para una evaluación adecuada. De ser posible, los datos que se empleen para la validación independiente del código y los datos que se usen para la validación a cargo de sus creadores deben proceder de experimentos diferentes.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

6.23. En principio el proceso de validación debe incluir cuatro tipos distintos de cálculo de prueba:

- 1) *Pruebas básicas.* Las pruebas básicas corresponden a casos sencillos que pueden no estar directamente relacionados con una central nuclear. Estas pruebas pueden tener soluciones analíticas o emplear correlaciones o datos derivados de experimentos.
- 2) *Pruebas de efectos separados.* Las pruebas de efectos separados se centran en fenómenos concretos que pueden producirse en una central nuclear pero no se ocupan de otros fenómenos que puedan presentarse simultáneamente. En principio estas pruebas deben realizarse a escala real. A falta de soluciones analíticas o datos experimentales, pueden usarse para determinar la solución exacta otros códigos de los que se sepa que responden con precisión al modelo de la física limitada representada en la prueba.
- 3) *Pruebas integrales.* Las pruebas integrales guardan relación directa con una central nuclear. Todos los procesos físicos pertinentes o la gran mayoría de ellos están representados. Sin embargo, estas pruebas pueden realizarse a escala reducida, pueden utilizar materiales sucedáneos o pueden llevarse a cabo a baja presión.
- 4) *Pruebas a nivel de la central nuclear y transitorios operacionales.* Las pruebas a nivel de la central nuclear se llevan a cabo en una central nuclear real. La validación mediante transitorios operacionales junto con las pruebas de la central nuclear son medios importantes de cuantificar el modelo de la central.

6.24. Las pruebas de validación deben abarcar en principio toda la magnitud de los valores de los parámetros, las condiciones y los procesos físicos que está previsto que cubra el código.

6.25. El alcance del ejercicio de validación independiente realizado por el usuario del código ha de ser coherente con la finalidad prevista de éste y la magnitud de los datos experimentales disponibles. El alcance de la validación ha de coincidir también con la complejidad del código y la complejidad de los procesos físicos que representa. El usuario del código debe evaluar también la exactitud de los resultados de los cálculos.

6.26. Para aplicaciones complejas es preciso elaborar una matriz de validación para la validación de los códigos, ya que un código puede predecir una serie de datos de pruebas con un alto grado de precisión, pero puede ser sumamente inexacto para otras series de datos.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

6.27. La matriz de validación debe abarcar datos de pruebas procedentes de diferentes instalaciones experimentales y series distintas de condiciones en la misma instalación, y debe incluir en principio pruebas básicas, pruebas de efectos separados, pruebas integrales y pruebas a nivel de la central. Si no se dispone de suficientes datos de experimentos a escala real, se deben utilizar datos de experimentos a escala reducida, teniendo debidamente en cuenta la escala. Es preciso justificar que el número y la selección de las pruebas en la matriz de prueba son suficientes para la aplicación prevista del código.

6.28. La magnitud de la validez y las limitaciones de un código informático, establecidas por medio de la validación, deben documentarse en un informe de validación que ha de estar referenciado en la documentación correspondiente a la concesión de la licencia. Ahora bien, los usuarios del código pueden realizar una validación adicional para demostrar que el código cumple los objetivos propios de su aplicación específica.

### **Evaluación de los cálculos de validación**

6.29. Los resultados de una validación deben servir para determinar la incertidumbre de los resultados obtenidos mediante un cálculo del código. Al evaluar la incertidumbre de un código, hay que reducir al mínimo los efectos del usuario. Hay distintos métodos apropiados para evaluar la incertidumbre de los resultados de los métodos usados para los cálculos de la prueba de validación.

6.30. Por lo que respecta a los datos de puntos, la diferencia entre valores calculados por medio del código y los resultados experimentales puede calcularse directamente o, si hay una serie de resultados experimentales, mediante el concepto de media y discrepancia. Para los datos dependientes del tiempo hay que efectuar como mínimo una evaluación cualitativa de la incertidumbre.

6.31. De resultados del proceso de validación deben conocerse la incertidumbre del código y la magnitud de la validación, que deben tenerse en cuenta en todos los resultados de los cálculos del análisis de la seguridad.

6.32. Es preciso demostrar que el código conservador limita los datos experimentales y las incertidumbres asociadas con los modelos de códigos informáticos. El resultado de un código conservador tiene que ser siempre más próximo al criterio de aceptación que el valor realista. Este valor realista puede proceder de resultados experimentales en los que se hayan tenido en cuenta las incertidumbres o de un cálculo de mejor estimación más incertidumbre.

### **Cualificación de los datos de entrada**

6.33. Los datos de entrada para un código informático comprenden algún tipo de modelo que representa la totalidad o una parte de la central nuclear. Por lo general, hay cierto grado de flexibilidad en el modo en que se realiza el modelo o la nodalización de la central. Los datos de entrada que se utilicen para efectuar los cálculos de la evaluación de la seguridad han de ser conformes a las directrices de mejores prácticas para la utilización del código informático (como en el manual del usuario) y tienen que verificarse independientemente. Los datos de entrada deben ser una compilación de información encontrada en dibujos técnicos de instalación y válidos, manuales operacionales, procedimientos, listas de puntos establecidos, gráficos de comportamiento de las bombas, diagramas de proceso y diagramas de instrumentación, diagramas de control, etc.

6.34. Los usuarios que preparen datos de entrada para las pruebas de validación de modelos han de estar adecuadamente cualificados y deben emplear todas las guías disponibles. Estas comprenden la guía específica del usuario del código, guías genéricas de las mejores prácticas para el tipo de código y el asesoramiento de usuarios más experimentados.

6.35. El propio proceso de validación suele permitir determinar las mejores prácticas. Cabe incluir aquí programas de nodalización, opciones de modelo, métodos de solución y densidades de malla. Los encargados de producir series de datos de entrada para los cálculos del análisis de la seguridad deben seguir las directrices de las mejores prácticas establecidas durante el proceso de validación.

### **Uso de bases de datos experimentales**

6.36. Aunque se pueden emplear pruebas de validación para comparar los resultados de códigos con soluciones analíticas, u ocasionalmente con resultados obtenidos por otros códigos, la mayoría de las pruebas de validación deben basarse en datos experimentales. Así pues, de aquí se desprende que la incertidumbre del código guarda una relación directa con la incertidumbre de los datos experimentales. Por consiguiente, hay que proceder con precaución al planificar un experimento para asegurarse de que los datos medidos son todo lo adecuados posible para los fines de validación del código.

6.37. Los parámetros de seguridad que se calculen en última instancia por medio del código deben tenerse en cuenta al planificar el experimento y su instrumentación.

6.38. Para garantizar que se valida el código para unas condiciones lo más próximas posible a las que se dan en una central nuclear hay que asegurarse de que las condiciones de contorno y las condiciones iniciales de la prueba son apropiadas. Es preciso tener en cuenta las leyes de la escala. Una instalación experimental a escala no puede servir para representar todos los fenómenos que son propios de una instalación de tamaño real. Así pues, para cada instalación a escala que se emplee en el proceso de evaluación hay que identificar los fenómenos que están correctamente representados y los que no lo están. Los efectos de los fenómenos que no estén correctamente representados deben tratarse por otros medios.

6.39. Se debe comunicar en la documentación del experimento la incertidumbre de los datos experimentales. Al efectuar una validación frente a datos experimentales es preciso dejar un margen para los errores de las mediciones en la determinación de la incertidumbre del código informático.

### **Papel de la referenciación**

6.40. La referenciación consiste en comparaciones de código a código que pueden servir para fines de validación, siempre y cuando al menos uno de los códigos haya sido validado.

6.41. Cuando sea posible, los usuarios deben simular pruebas de validación sin tener ningún conocimiento previo de los resultados experimentales, con objeto de descartar toda adaptación deliberada de los cálculos para que presenten una mayor coincidencia con los resultados experimentales.

## **7. RELACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD CON LOS ASPECTOS TÉCNICOS DE LA SEGURIDAD Y EL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD**

### **RELACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD CON LOS ASPECTOS TÉCNICOS DE LA SEGURIDAD**

7.1. Un elemento clave del análisis de seguridad de una central nuclear es la demostración de que la defensa en profundidad es suficiente, y en esta demostración cumplen una función primordial los análisis deterministas de

seguridad. Según el Principio 8, párr. 3.32 de la Ref. [7], “La defensa en profundidad se establece mediante una combinación apropiada de los elementos siguientes:

- Un sistema de gestión eficaz, con un firme compromiso de la administración a favor de la seguridad y una sólida cultura de la seguridad.
- Una adecuada selección del emplazamiento y la incorporación de elementos técnicos y de diseño apropiados, que proporcionen márgenes de seguridad y garanticen la diversidad y la redundancia...
- Procedimientos y prácticas operacionales completos, así como procedimientos de gestión de accidentes.”

7.2. El segundo punto citado comprende una “combinación apropiada de elementos de seguridad inherentes y técnicos” (Ref. [7], párr. 3.32) en “una serie de niveles de protección consecutivos e independientes que tendrían que fallar antes de que se produjeran efectos nocivos para las personas o el medio ambiente. Si fallara un nivel de protección o una barrera, el nivel o la barrera siguientes cumplirían su función” (Ref. [7], párr. 3.31). Es necesario, por consiguiente, identificar los diversos escenarios de accidente en los que cada barrera pudiera verse amenazada. El objetivo de los análisis deterministas de la seguridad consiste en demostrar que se conserva un número suficiente de barreras en condiciones operacionales normales y en condiciones de accidente. Los transitorios durante el funcionamiento normal y los escenarios de accidente que se analicen deben ser los escenarios límite dentro de cada banda de frecuencia, como se expone en la Sección 2. Todos ellos deben ser tenidos en cuenta en el diseño técnico de las barreras y de otras estructuras, sistemas y componentes de seguridad. Es preciso considerar los posibles sucesos iniciadores internos y externos a la hora de determinar los escenarios de accidente que se deben analizar. Estos sucesos iniciadores deben comprender todos los que puedan poner a prueba las barreras de confinamiento de productos de fisión radiactivos y que puedan poner a prueba el comportamiento de sistemas que deben realizar una función de seguridad en todas las condiciones operacionales. Esos posibles sucesos iniciadores internos y externos se denominan muchas veces sucesos iniciadores postulados. En los análisis de seguridad deben considerarse condiciones iniciales todos los modos operacionales de la central (plena potencia, baja potencia, estados de parada caliente y fría, etc.).

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

7.3. Se debe adoptar el siguiente enfoque para identificar sucesos iniciadores postulados, y se citan ejemplos:

- a) Identificación de todos los mecanismos de fallo de las barreras:
  - i) Combustible: inflamamiento, agrietamiento, fragmentación, fusión, dispersión;
  - ii) Vaina: tensión termomecánica, interacciones mecánicas de la vaina de pastillas, hinchamiento, choque térmico;
  - iii) Barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor: sobrepresión caliente y fría, escapes y roturas, choque térmico a presión, efectos de roturas de alta energía; efectos de chorro como el efecto látigo dinámico; fallo de aislamiento, propagación de grietas, derivación de la barrera del sistema refrigerante;
  - iv) Contención: exceso de presión (o falta de presión para algunos diseños de reactor de energía moderada o enfriada por agua), efectos de rotura de alta energía; efectos de chorro, como el efecto látigo dinámico; fallo de aislamiento, derivación de contención;
  - v) Contención secundaria, si la hay: cargas de impacto, derivación de contención, fallo de aislamiento.
- b) Identificación de todos los procesos que puedan originar el fallo de los mecanismos para ponerse en marcha:
  - i) Sobrepresión térmica: enfriamiento, extracción y/o eyección de barras, dilución por boro rápido, caída de barra;
  - ii) Cargas mecánicas: golpe de ariete, sucesos sísmicos;
  - iii) Desajuste de la corriente eléctrica para el refrigerante: reducción de caudal o reducción de inventario, aumento del flujo de calor, calentamiento del refrigerante, disminución de la presión;
  - iv) Crecimiento de grietas: fatiga térmica, corrosión inducida;
  - v) Sobrepresión: aumento del inventario (condiciones calientes y frías), expansión del inventario.
- c) Agrupamiento de estos procesos mediante fenomenología:
  - i) Aumento y/o disminución de la eliminación de calor por el sistema secundario;
  - ii) Disminución del caudal en el sistema refrigerante del reactor;
  - iii) Anomalías en la reactividad y la distribución de corriente;
  - iv) Aumento y/o disminución del inventario de refrigerante del reactor;
  - v) Escape de un material radiactivo de un subsistema o componente.
- d) Identificación de escenarios para cada uno de los grupos citados, por ejemplo:
  - i) Aumento de la eliminación de calor por el sistema secundario:
    - Descenso de la temperatura del agua de alimentación;
    - Aumento del caudal del agua de alimentación;

**La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.**

- Aumento del caudal de vapor;
  - Apertura por descuido de una válvula de alivio del generador de vapor o una válvula de seguridad;
  - Fallo de las tuberías del sistema de vapor dentro y fuera de la contención.
- e) Sucesos iniciadores postulados que dan lugar a los escenarios mencionados, como los siguientes:
- i) Aumento del caudal de vapor:
    - Apertura de la derivación de vapor;
    - Aumento de la demanda de caudal.
  - ii) Descenso de la temperatura del agua de alimentación:
    - Derivación del precalentador;
    - Pérdida de eficiencia del precalentamiento (toma de aire, bajo caudal de vapor).
- f) Determinación de la causa original:
- i) Sucesos internos:
    - Fallos de estructuras, sistemas o componentes, comprendidos riesgos generados, misiles, incendio;
    - Errores operacionales y de mantenimiento: sistemas de seguridad inoperables.
  - ii) Sucesos externos, comprendidas sus posibles combinaciones:
    - Sucesos naturales: terremotos, inundaciones, vientos, corrimientos de tierras;
    - Sucesos provocados por el hombre: accidentes aéreos, sucesos en otras industrias;
    - Posibles combinaciones: terremoto e inundación; incendio e inundación.

7.4. Como base del análisis determinista de seguridad hay que efectuar un análisis funcional completo. Es preciso determinar los requisitos de cada sistema de seguridad y sus sistemas de apoyo para que cumplan su función de seguridad, incluida su fiabilidad, así como la clasificación de la seguridad, de acuerdo con el requisito de proporcionar una defensa en profundidad.

7.5. Para determinar la adecuación de las condiciones iniciales y de contorno que se suponen, hay que efectuar un análisis minucioso del proceso que vincula la causa original, todos los fallos consecuentes y el propio suceso iniciador. Por ejemplo, un cortocircuito eléctrico en el parque de distribución puede propagar una perturbación en la red de la central que puede dejar indisponibles algunos sistemas específicos de seguridad que son necesarios como protección contra la pérdida consiguiente de suministro eléctrico desde el exterior.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

7.6. Para demostrar que los márgenes de seguridad son suficientes para los accidentes base de diseño es preciso efectuar análisis para cada categoría de suceso iniciador postulado. Los requisitos reglamentarios que comprenden una frecuencia y/o relación de dosis para accidentes base de diseño pueden aceptar el fallo de algunas barreras para accidentes menos frecuentes, siempre y cuando cualquier escape de material radiactivo al medio ambiente sea aceptablemente bajo. Un ejemplo es el fallo de la vaina de combustible debido a un accidente con pérdida grande de refrigerante.

7.7. Cuando existan criterios de aceptación para accidentes que superan el de base de diseño, comprendidos los accidentes graves, hay que demostrar que las consecuencias serían aceptablemente reducidas.

7.8. En el análisis determinista es preciso tener en cuenta la redundancia que se contempla en el diseño de los sistemas de seguridad y los sistemas de apoyo previstos para prevenir, limitar o atenuar las consecuencias de un suceso iniciador. Asimismo hay que tener en cuenta la independencia, la diversidad y la separación física que se hayan incorporado al diseño para evitar posibles fallos de causa común.

7.9. El periodo de tiempo que se da por supuesto en el análisis de inoperabilidad temporal ha de basarse en las actividades de mantenimiento y reparación que se hayan especificado.

7.10. Para cada modificación de la central que pueda tener repercusión en la seguridad es preciso efectuar un análisis para demostrar que se cumplen los criterios de aceptación.

7.11. Este proceso tiene que ajustarse a las normas industriales aceptadas por el organismo regulador y ha de cumplir los requisitos estipulados por éste. Ha de justificarse toda desviación de las normas.

7.12. También se realizan análisis deterministas de seguridad para elaborar un conjunto de reglas, concretamente los límites y las condiciones operacionales, que habitualmente se denominan especificaciones técnicas. Estas reflejan las condiciones limitativas del funcionamiento por lo que respecta a los valores de las variables del proceso, los requisitos del sistema, la operabilidad de éste, la vigilancia y los requisitos de comprobación, etc., así como las medidas necesarias que deben adoptarse cuando las condiciones de la central se deterioren o no queden cubiertas por el análisis de la seguridad. Las especificaciones técnicas tienen que abarcar todas las condiciones iniciales y de contorno que se utilizarán

después en los análisis deterministas de seguridad que se realicen para demostrar la seguridad de la central.

## RELACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD CON EL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD

7.13. Una parte importante del proceso de diseño y concesión de licencia de una central nuclear es el análisis de seguridad. En la Referencia [1] se afirma que es necesario aplicar métodos tanto deterministas como probabilistas. Los objetivos son identificar cuestiones que tienen importancia para la seguridad y demostrar que la central puede cumplir con todos los límites autorizados para la fuga de material radiactivo y para la exposición potencial en todos sus estados. Así pues, un análisis determinista de seguridad no demuestra por sí solo la seguridad general de la central, por lo que es preciso complementarlo con un análisis probabilista de seguridad.

7.14. Así como los análisis deterministas pueden servir para verificar que se cumplen los criterios de aceptación, los análisis probabilistas de seguridad pueden emplearse para determinar la probabilidad de daños para cada barrera. Por consiguiente, los análisis probabilistas de seguridad pueden ser un instrumento idóneo para evaluar el riesgo que presentan las secuencias de baja frecuencia que desembocan en un daño de la barrera, en tanto que el análisis determinista es apropiado para sucesos de frecuencia más elevada para los cuales los criterios de aceptación se fijan en términos de daño permitido. Con miras a verificar que la defensa en profundidad resulta adecuada, se evalúan por medios deterministas, a pesar de la baja frecuencia del suceso iniciador, algunos accidentes base de diseño de bajísima frecuencia, como los accidentes de pérdida de refrigerante por rotura grande o los accidentes de eyección de barras. Así pues, el análisis determinista y el análisis probabilista proporcionan una amplia panorámica de la seguridad global de la central por lo que se refiere a toda la magnitud del espectro de frecuencia-consecuencia.

7.15. Los análisis deterministas de seguridad tienen una importante función que cumplir en la realización de un análisis probabilista de seguridad, ya que proporcionan información sobre si el escenario de accidente conducirá al fallo de la barrera de un producto de fisión. El análisis determinista de seguridad debe utilizarse para identificar amenazas contra la integridad de las barreras físicas, determinar el modo de fallo de una barrera cuando se vea en peligro y determinar si un escenario de accidente puede poner en peligro varias barreras. Hay que emplear códigos y datos de mejor estimación, como en la Opción 3 del Cuadro 3,

para mantener la coherencia con los objetivos del análisis probabilista de seguridad, que comprenden la obtención de resultados realistas. Hay que reconocer que los resultados de los análisis de apoyo están generalmente limitados por los resultados de los análisis deterministas conservadores.

7.16. Un análisis probabilista de árbol de fallos de seguridad es un poderoso instrumento que puede servir para confirmar hipótesis que se formulan habitualmente en el cálculo determinista de la disponibilidad de sistemas; por ejemplo, para determinar el potencial de fallos por causa común o los requisitos mínimos del sistema, para identificar fallos únicos importantes y determinar la adecuación de las especificaciones técnicas.

## 8. APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD

### CAMPOS DE APLICACIÓN

8.1. Se deben efectuar análisis deterministas de la seguridad en los siguientes campos:

- a) *Diseño de las centrales nucleares.* Estos análisis requieren un enfoque conservador o un análisis de la mejor estimación, junto con una evaluación de las incertidumbres.
- b) *Producción de informes nuevos o revisados del análisis de la seguridad con fines de licencia, comprendida la obtención de la aprobación del órgano regulador para introducir modificaciones en una central y en su explotación.* Para estas aplicaciones pueden usarse tanto enfoques conservadores como métodos de la mejor estimación más incertidumbre.
- c) *Evaluación por el órgano regulador de los informes del análisis de la seguridad.* Para estas aplicaciones pueden usarse tanto enfoques conservadores como métodos de la mejor estimación más incertidumbre.
- d) *Análisis de incidentes que se hayan producido o de combinaciones de esos incidentes con otros fallos hipotéticos.* Normalmente esos análisis requerirían métodos de mejor estimación, en particular para incidencias complejas que exijan una simulación realista.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

- e) *Elaboración y mantenimiento de procedimientos operacionales de emergencia y procedimientos de gestión de accidentes.* En estos casos hay que usar códigos de mejor estimación junto con hipótesis realistas.
- f) *Refinamiento de análisis anteriores de la seguridad en el contexto de un examen periódico de la seguridad para garantizar que las evaluaciones y conclusiones originales siguen siendo válidas.*

8.2. Únicamente deben utilizarse versiones “congeladas” (o sea, fijas) de los códigos para las aplicaciones que se especifican en el párr. 8.1., con objeto de asegurarse de que no se efectúan modificaciones fragmentarias simultáneas. Durante el periodo de análisis, la versión congelada debe mantenerse como se indica en la Sección 6, y los únicos cambios serían correcciones. Para garantizar que el análisis determinista de seguridad es coherente y revisable, no se debe permitir introducir mejoras del modelo ni del código durante una aplicación.

### APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD AL DISEÑO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

8.3. La base de diseño de los elementos importantes para la seguridad ha de establecerse y confirmarse por medio de una evaluación general de la seguridad (Ref. [1], párrs. 3.10, 3.11). Por lo que respecta al análisis determinista de seguridad, “Deberá verificarse la aplicabilidad de las hipótesis analíticas, los métodos y el grado de precaución.” (Ref. [1], párr. 5.72). La base de diseño comprende “los requisitos de diseño de las estructuras, sistemas y componentes de importancia para la seguridad, a fin de lograr un funcionamiento seguro de una central nuclear y para impedir o atenuar las consecuencias de sucesos que pudieran poner en peligro la seguridad.” (Ref. [1], párr. 1.5).

### APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD A LA CONCESIÓN DE LICENCIAS PARA CENTRALES NUCLEARES

8.4. El cumplimiento de todos los reglamentos y normas aplicables y otros requisitos pertinentes de seguridad es primordial para el funcionamiento seguro y fiable de una central nuclear, que debe demostrarse por medio de un informe inicial o actualizado del análisis de seguridad.

8.5. “El análisis de seguridad del diseño de la central...deberá estar en consonancia con la situación actual o “tal como la central está construida”.” (Ref. [1], párr. 5.72). Este análisis de seguridad examina (Ref. [1], párr. 2.7):

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

- a) Todas las modalidades operacionales normales previstas de la central;
- b) El comportamiento de la central en caso de incidentes operacionales previstos;
- c) Los accidentes base de diseño;
- d) Las secuencias de sucesos que pueden originar accidentes que superan el de base de diseño.

8.6. Basándose en este análisis, hay que establecer la solidez del diseño técnico para cumplir sus funciones de seguridad durante sucesos iniciadores postulados y accidentes. Además, es preciso demostrar la eficacia de los sistemas de seguridad y de los sistemas relacionados con ella, y hay que proporcionar directrices para la respuesta de emergencia.

8.7. Es preciso efectuar un análisis de los transitorios que pueden presentarse en todas las modalidades operacionales normales de la central, comprendidas las operaciones durante la parada. Este estado de la planta se descuidaba a veces en los primeros análisis de seguridad. Por lo que respecta a este modo de operación, los factores que contribuyen al riesgo son: la imposibilidad de poner en marcha automáticamente algunos sistemas de seguridad; equipo en mantenimiento o en reparación; cantidades reducidas de refrigerante en el circuito primario, así como en el circuito secundario para algunas modalidades; instrumentación desconectada o no funcional y mediciones sin hacer; circuito primario abierto; y contención abierta. Cuando sea conveniente, las características específicas de un análisis de mejor estimación de los transitorios de parada debe comprender la estratificación térmica del refrigerante en la vasija a presión del reactor, la baja potencia, las condiciones de bajo inventario, la presencia de gases no condensables y la evolución a largo plazo de un transitorio. Es preciso analizar todas las configuraciones de las modalidades de parada. Los objetivos principales del análisis son evaluar la capacidad de los sistemas de la central para cumplir funciones de seguridad y determinar el tiempo de que disponen los operadores para establecer las funciones de seguridad. Estas comprenden el control de la reactividad del combustible, el mantenimiento de la capacidad de eliminar calor de éste y el mantenimiento del inventario de refrigerante del reactor, la integridad de la contención y la disponibilidad del suministro eléctrico.

8.8. Hay que evaluar toda una variedad de escenarios con objeto de determinar si se producen cambios bruscos en los resultados del análisis para una variación realista de las entradas (conocida generalmente como bifurcación o efectos de corte abrupto; véase la nota de pie de página 2).

## APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD A LA EVALUACIÓN DE INFORMES DEL ANÁLISIS DE SEGURIDAD

8.9. “Antes de presentar el diseño al órgano regulador, la entidad explotadora deberá asegurarse de que personas o grupos distintos de los que realizaron el diseño llevan a cabo una verificación independiente de la evaluación de la seguridad”. (Ref. [1], párr. 3.13). También pueden efectuarse, a cargo del órgano regulador o por encargo de éste, análisis adicionales independientes de determinados aspectos.

## APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD EN CASO DE MODIFICACIONES DE LA CENTRAL

8.10. Una central nuclear puede modificarse basándose en la información obtenida de la experiencia operacional, los hallazgos de los exámenes periódicos de la seguridad, los requisitos reglamentarios, los avances del conocimiento o las novedades de la tecnología. Para ajustarse a los requisitos expuestos en la Ref. [1], párr. 5.72, hay que proceder a una revisión del análisis de seguridad del diseño de la central cuando se apliquen modificaciones importantes o programas de modernización, cuando se produzcan avances del conocimiento técnico y el entendimiento de los fenómenos físicos, cuando se apliquen cambios en la configuración descrita de la central o cuando se introduzcan modificaciones de los procedimientos operacionales debidas a la experiencia operacional.

8.11. Normalmente se procede a modificar las centrales nucleares existentes para contrarrestar su envejecimiento, justificar su funcionamiento continuado, aprovechar novedades de la tecnología o ajustarse a modificaciones de las reglas y los reglamentos aplicables.

8.12. Otras aplicaciones importantes del análisis determinista de seguridad apuntan a una utilización más económica del reactor y el combustible nuclear. Esas aplicaciones comprenden el aumento de la potencia del reactor, el empleo de tipos de combustible mejorados y el uso de métodos innovadores para las recargas del núcleo. Estas aplicaciones implican a menudo una reducción de los márgenes de seguridad de los límites operacionales, y hay que tener especial cuidado para asegurarse de que no se sobrepasan los límites.

8.13. Es preciso considerar todos los efectos de las modificaciones de la central, y el análisis tiene que abarcar todos los posibles aspectos de esas modificaciones. Además, hay que demostrar que los efectos acumulativos de las modificaciones son aceptables.

8.14. Los análisis deterministas de seguridad deben servir para realizar mejoras de la seguridad y apoyar modificaciones destinadas a mejorar la economía de la central. En todos los casos hay que verificar el funcionamiento seguro de la central de conformidad con las hipótesis y el propósito del diseño, y este ha de ser el objetivo fundamental de los análisis deterministas de seguridad.

#### APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD AL ANÁLISIS DE SUCESOS OPERACIONALES

8.15. Los análisis de accidentes pueden ser un instrumento para alcanzar un entendimiento cabal de los sucesos que se producen durante el funcionamiento de las centrales nucleares y deben formar parte integrante de la información procedente de la experiencia operacional. Los sucesos operacionales pueden analizarse con los siguientes objetivos:

- a) Verificar la adecuación de la selección de los sucesos iniciadores postulados;
- b) Determinar si los transitorios que se han analizado en el informe del análisis de la seguridad limitan el suceso;
- c) Facilitar más información sobre la dependencia temporal de los valores de los parámetros que no son directamente observables por medio de la instrumentación de la central;
- d) Comprobar si los operadores y los sistemas de la central han tenido el comportamiento previsto;
- e) Verificar y repasar los procedimientos operacionales de emergencia;
- f) Identificar todas las nuevas cuestiones y los problemas relacionados con la seguridad que surjan de los análisis;
- g) Apoyar la resolución de los problemas de seguridad potenciales que se identifiquen en el análisis de un suceso;
- h) Analizar la gravedad de las posibles consecuencias en caso de fallos adicionales (como precursores de accidente grave);
- i) Validar y ajustar los modelos en los códigos informáticos que se emplean para los análisis y en simuladores de entrenamiento.

8.16. El análisis de sucesos operacionales requiere el empleo del método de mejor estimación. Hay que usar datos de la central real. Si falta información detallada del estado de la central, hay que realizar estudios de sensibilidad con variación de ciertos parámetros.

8.17. La evaluación de sucesos significativos en relación con la seguridad es un aspecto sumamente importante de la información que se obtiene de la experiencia operacional. Los modernos códigos informáticos de mejor estimación permiten investigar y conseguir un entendimiento pormenorizado del comportamiento de la central. Las conclusiones de esos análisis deben incorporarse en los procedimientos de la central relacionados con el uso de la información obtenida de la experiencia operacional.

#### APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD A LA ELABORACIÓN Y VALIDACIÓN DE PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES DE EMERGENCIA

8.18. Hay que efectuar análisis deterministas de mejor estimación de la seguridad para confirmar las estrategias que se han desarrollado para restaurar las condiciones operacionales normales en la central después de transitorios ocasionados por incidentes operacionales previstos y accidentes base de diseño. Esas estrategias se reflejan en los procedimientos operacionales de emergencia que definen las medidas que deben adoptarse durante esos sucesos. Es preciso efectuar análisis deterministas de seguridad para especificar las medidas que debe adoptar la entidad explotadora como respuesta a algunos accidentes, y los análisis deben ser un elemento importante de la revisión de las estrategias de gestión de éstos. Al elaborar estrategias de recuperación, es preciso, con objeto de determinar el periodo de tiempo de que dispone la entidad explotadora para adoptar medidas efectivas, realizar cálculos de sensibilidad sobre la secuencia temporal de las medidas necesarias por parte de la entidad explotadora, y esos cálculos pueden usarse para optimizar los procedimientos.

8.19. Después de haber elaborado los procedimientos operacionales de emergencia hay que efectuar un análisis de validación. Este análisis suele llevarse a cabo por medio de un simulador cualificado. La validación tiene que confirmar que un operador capacitado puede realizar las acciones especificadas en el periodo de tiempo permitido y que el reactor llegará a un estado final seguro. En los análisis de sensibilidad deben tenerse en cuenta posibles fallos de los sistemas de la central y posibles errores del operador.

8.20. Cuando las predicciones de un código informático que se haya empleado para respaldar o verificar un procedimiento operacional de emergencia no coincidan con el comportamiento observado de la central en el curso de un suceso, es preciso revisar el código y el procedimiento. Toda modificación que se

introduzca en el procedimiento operacional de emergencia tiene que ser coherente con el comportamiento observado de la central.

## APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD A LA ELABORACIÓN DE DIRECTRICES PARA LA GESTIÓN DE ACCIDENTES GRAVES

8.21. También deben practicarse análisis deterministas de seguridad para contribuir al desarrollo de la estrategia que debe aplicar una entidad explotadora si los procedimientos operacionales no logran impedir que ocurra un accidente grave. Los análisis deben efectuarse utilizando uno o más de los códigos informáticos especializados que estén disponibles para elaborar modelos de los correspondientes fenómenos físicos. En el caso de los reactores de agua ligera, esos fenómenos son los efectos termohidráulicos, calentamiento y fusión del núcleo del reactor, retención del núcleo fundido en el plenum inferior, interacciones entre núcleo fundido y hormigón, explosiones de vapor, generación y combustión de hidrógeno, y comportamiento de productos de fisión.

8.22. Deben emplearse los análisis para determinar qué amenazas cabe esperar durante la progresión de accidentes y qué fenómenos se producirán. Deben servir para proporcionar una base desde la cual elaborar una serie de directrices para gestionar los accidentes y mitigar sus consecuencias.

8.23. El análisis debe iniciarse con la selección de las secuencias de accidente que, si no interviniera la entidad explotadora, originarían daño al núcleo. Hay que utilizar un agrupamiento de secuencias de accidente con características similares para limitar el número de secuencias que tienen que analizarse. Esta categorización puede basarse en varios indicadores del estado de la central: el suceso iniciador postulado, el estado de parada, el estado de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, el límite de presión del refrigerante, el sumidero de calor secundario, el sistema de eliminación de calor de la contención y los límites de ésta.

8.24. Las medidas pueden dividirse *grosso modo* en medidas preventivas y medidas mitigadoras. Ambas categorías tienen que someterse a análisis.

8.25. Las medidas preventivas son estrategias de recuperación para impedir el daño del núcleo. Deben ser analizadas para explorar qué medidas son posibles con la finalidad de inhibir o retrasar el comienzo del daño al núcleo. Ejemplos de tales medidas son: diversas restauraciones manuales de sistemas; alimentación y

sangrado primario y secundario; despresurización del sistema primario o secundario; y reiniciación de las bombas de refrigerante del reactor. Hay que especificar las condiciones para empezar a aplicar las medidas, así como los criterios acerca de cuándo detenerlas o cuándo cambiar una por otra.

8.26. Las medidas mitigadoras son estrategias destinadas a gestionar los accidentes graves para atenuar las consecuencias de la fusión del núcleo. Esas estrategias comprenden: inyección de refrigerante en el núcleo degradado; despresurización del circuito primario; funcionamiento de rociadores de la contención; y utilización de ventiladores de refrigeración, recombinadores de hidrógeno y venteo filtrado que se encuentren disponibles en los reactores de diversos tipos que estén en funcionamiento o en construcción. Hay que tener en cuenta los posibles efectos negativos que pueden surgir como consecuencia de la adopción de medidas de mitigación, por ejemplo, picos de presión, generación de hidrógeno, vuelta a la criticidad, explosiones de vapor, choque térmico o deflagración o detonación de hidrógeno.

#### APLICACIÓN DEL ANÁLISIS DETERMINISTA DE SEGURIDAD A LOS EXÁMENES PERIÓDICOS DE LA SEGURIDAD

8.27. Pueden ser necesarios nuevos análisis deterministas para refinar análisis de seguridad anteriores en el contexto de un examen de la seguridad periódico, con objeto de asegurarse de que las evaluaciones y conclusiones originales siguen siendo válidas. En esos análisis hay que tener en cuenta todo margen que se pueda haber reducido y que siga reduciéndose por causa del envejecimiento a lo largo del periodo considerado. Los análisis de mejor estimación junto con una evaluación de las incertidumbres pueden ser apropiados para demostrar que los márgenes restantes son suficientes.

## 9. EVALUACIÓN DEL TÉRMINO FUENTE PARA ESTADOS OPERACIONALES Y CONDICIONES DE ACCIDENTE

### USO DEL TÉRMINO FUENTE EN EL DISEÑO Y LA REGLAMENTACIÓN

#### **Naturaleza de la evaluación**

9.1. Para evaluar el término fuente de una central nuclear es necesario conocer las fuentes de radiación, evaluar los inventarios de radionucleidos que pueda haber en la central y conocer los mecanismos por los que el material radiactivo puede transmitirse por la central y escapar al medio ambiente.

#### **Finalidad de la evaluación**

9.2. Es preciso evaluar los términos fuente para estados operacionales y condiciones de accidente por los siguientes motivos:

- a) Garantizar que se ha optimizado el diseño de forma que el término fuente se reduzca a un nivel tan bajo como sea razonablemente factible;
- b) Demostrar que el diseño garantiza que se cumplen los requisitos relativos a la protección contra la radiación, comprendidas las restricciones de dosis;
- c) Sentar la base de las disposiciones en materia de planificación de emergencias que resulten necesarias para proteger al público en las proximidades del reactor;
- d) Demostrar que es suficiente la cualificación del equipo necesario para sobrevivir a accidentes base de diseño, comprendidos los instrumentos y los sistemas de tratamiento de gases.

9.3. Además, se pueden evaluar los términos fuente en apoyo del software que se utilice en la planificación de emergencias mediante términos fuente teóricos relacionados con el daño a la central para obtener una pronta indicación de cuáles son las medidas de emergencia necesarias. Esto permite que se adopten decisiones enseguida, antes de que se puedan efectuar mediciones de los niveles de actividad del material radiactivo descargado fuera de la central.

#### **Optimización del diseño**

9.4. Al comienzo de la fase de diseño hay que proceder a una evaluación del comportamiento de los productos de fisión, productos radiactivos de corrosión,

productos de activación en refrigerante e impurezas, y actínidos tras los posibles accidentes de cada tipo en la central. Este análisis es necesario para identificar los fenómenos más importantes que afectan a su comportamiento y determinar los posibles elementos del diseño que podrían aumentar su retención en la central. Hay que realizar análisis ulteriores para determinar la eficacia de cada una de las opciones de diseño, de modo que estén incluidas en él todas las que puedan ser efectivas y técnicamente realizables a un costo razonable. Así pues, la preparación del diseño del reactor y la evaluación del comportamiento del material radiactivo y su emisión potencial a la atmósfera tras posibles accidentes deben ser un proceso iterativo. Esto es primordial para garantizar la optimización del diseño.

### **Conformidad con la reglamentación y elección del emplazamiento**

9.5. Hay que definir criterios de seguridad para el análisis de seguridad, y esos criterios han de ser suficientes para cumplir con el objetivo fundamental de la seguridad y los principios fundamentales establecidos en la Ref. [7], los requisitos de protección radiológica establecidos en la Ref. [8] y los requisitos del órgano regulador. Además, es posible elaborar criterios detallados para contribuir a evaluar el cumplimiento de esos principios y requisitos de nivel superior, comprendidos los criterios de riesgo, que guardan relación con la probabilidad de que se produzcan accidentes con consecuencias radiológicas importantes, como se comenta en los párrs. 3.15 y 3.16.

9.6. Además, el párr. 2.12 de la Ref. [9] estipula que “En el caso de cada emplazamiento propuesto se evaluarán las posibles repercusiones radiológicas en estados operacionales y en condiciones de accidente para las personas de la región, incluidas aquellas que podrían dar lugar a la adopción de medidas de emergencia, y se tomarán debidamente en cuenta los factores pertinentes, como la distribución de la población, los hábitos alimentarios, el uso de la tierra y el agua, y las repercusiones radiológicas de toda otra emisión de materiales radiactivos en la región.”

9.7. Así pues, los niveles de dosis o de riesgo que no hay que sobrepasar después de accidentes base de diseño tienen que estar especificados en el régimen reglamentario bajo el que se concede la licencia a una central nuclear o en los requisitos de la evaluación medioambiental correspondiente (Ref. [1], párr. 2.4). Por lo general, estos requisitos reglamentarios se van haciendo menos restrictivos a medida que disminuye la frecuencia de accidentes postulados. También hay requisitos relativos a los accidentes que superan el de base de diseño. Estos pueden expresarse en función del riesgo total para un individuo o la probabilidad

total de todos los accidentes que tendrían un efecto que resultara mayor del aceptable para un accidente base de diseño. Este efecto puede definirse en función de la dosis para una persona de referencia y/o una medición sustitutiva, como la frecuencia total de daño al núcleo o la emisión de material radiactivo por encima de un nivel liminal especificado para determinados radionucleidos clave o grupos de radionucleidos. Los requisitos que se expresan en términos de emisión de material radiactivo suscitan preocupación por el nivel de efectos en la población colectivamente y en el medio ambiente, en vez de únicamente en el individuo que corre más peligro, que deben tenerse en cuenta en los requisitos reglamentarios. Esto puede tener consecuencias importantes para la aceptabilidad de las centrales nucleares por el público.

9.8. Cuando los requisitos se expresan en términos de emisiones de material radiactivo, incluyen los radionucleidos radiológicamente más importantes, concretamente, los isótopos de los gases nobles, yodo y cesio.

9.9. Para demostrar que se cumplen los límites numéricos reglamentarios que se expresan en función de la dosis, a la evaluación de los términos fuente debe seguir una evaluación de las consecuencias radiológicas, como se explica en la Ref. [10]. Para demostrar que se cumple un objetivo de riesgo, hay que efectuar análisis probabilistas de seguridad de nivel 1, 2 y 3.

9.10. El diseño, del mismo modo que tiene que cumplir con límites y objetivos reglamentarios, tiene que garantizar que no se produce un aumento rápido del término fuente en caso de fallos con frecuencias estimadas que sobrepasan en poco las de la base de diseño. Esto se conoce a veces como el efecto de corte abrupto (véase la nota de pie de página 2). La demostración de que tal efecto no se produce debe formar parte de los requisitos reglamentarios.

### **Planificación de emergencias**

9.11. Para cada reactor debe haber un plan de emergencia que esté basado en un accidente o varios accidentes de referencia, y éste o éstos pueden estar sometidos a la aprobación del órgano regulador [11]. Es preciso evaluar las consecuencias radiológicas de estos accidentes en condiciones meteorológicas conservadoras y en distintas direcciones del viento que pudieran en principio originar repercusiones en la población local y en el medio ambiente.

## ESTADOS OPERACIONALES NORMALES

9.12. La evaluación previa al funcionamiento de una central de los términos fuente para estados operacionales normales debe abarcar todos los radionucleidos que, a causa de descargas tanto líquidas como gaseosas, pueden hacer aportaciones importantes a las dosis. La derivación de términos fuente para estados operacionales normales se comenta en el anexo II de la Ref. [12].

### **Productos de corrosión**

9.13. La evaluación de la actividad a plena potencia del refrigerante del reactor debe efectuarse basándose en los mejores datos operacionales disponibles para el tipo concreto de central nuclear, los materiales del circuito primario y el régimen químico en el que funciona la central. Los datos han de corresponder a los ciclos del combustible para los que se espera que la actividad del refrigerante primario esté en su mayor nivel, la cual se logra normalmente al cabo de cinco años, cuando la actividad del  $\text{Co}^{60}$  ha alcanzado el equilibrio.

9.14. Como los márgenes de la actividad del refrigerante primario en reactores similares son tan amplios, existe el riesgo de que la utilización de un valor de caso límite pueda resultar innecesariamente conservadora. Así pues, el término fuente debe basarse en un valor razonablemente conservador. Sin embargo, un reactor se verá sometido a paradas periódicas para la recarga de combustible y el mantenimiento, y puede experimentar algunos disparos imprevistos durante un ciclo del combustible. Durante esos transitorios, la actividad del refrigerante primario aumentará aproximadamente en dos órdenes de magnitud. Hay que calcular la emisión acumulativa de productos de corrosión durante esos transitorios basándose en datos operacionales, y esa emisión debe tenerse en cuenta al evaluar la cantidad de productos de corrosión que pueden pasar al refrigerante primario.

9.15. La emisión anual de material radiactivo al medio ambiente puede evaluarse utilizando un valor promedio de la actividad del refrigerante primario, la fracción de éste que pasa al sistema de gestión de desechos líquidos y los factores de descontaminación apropiados para cada uno de los componentes a través de los cuales pasa cada corriente de desechos. Al calcular la cantidad de refrigerante primario que pasa al sistema de gestión de desechos hay que tener en cuenta tanto la descarga como las fugas previstas de refrigerante primario. Tanto la cantidad de refrigerante primario que se prevé que se escape como los factores de descontaminación deben calcularse basándose en la experiencia operacional.

### **Productos de fisión**

9.16. La experiencia operacional de todas las centrales nucleares pone de manifiesto que los niveles de actividad de los productos de fisión en el refrigerante varían considerablemente con el tiempo a lo largo del ciclo del combustible, incluso tratándose del mismo reactor. Por consiguiente, la evaluación de la actividad a plena potencia del refrigerante del reactor debe basarse en los mejores datos operacionales existentes para los mismos tipos de reactor, combustible, coeficiente de quemado, coeficiente del caudal de descarga y eficiencia de la purificación que en el caso que se esté evaluando. Los datos deben corresponder a los ciclos del combustible para los que se espera que la actividad del refrigerante primario esté en su mayor nivel, que normalmente es un ciclo del combustible en equilibrio. Una vez más hay que calcular el término fuente basándose en un valor razonablemente conservador de la actividad del refrigerante primario, que puede ser su límite operacional.

9.17. Durante el transitorio de parada y todo disparo no previsto del reactor, a no ser que la vaina de combustible proporcione una estanqueidad perfecta, cosa que rara vez acontece, los niveles de productos de fisión no gaseosos en el refrigerante del reactor aumentarán bruscamente. Este fenómeno se denomina formación de picos. Una vez más los datos operacionales indican que hay grandes variaciones en el aumento del escape provocado por formación de picos y el ritmo al que se produce éste. Los valores correspondientes al efecto de la formación de picos en la actividad del refrigerante primario deben calcularse a partir de los datos operacionales pertinentes, del mismo modo que se comenta para la actividad en equilibrio de los productos de fisión en el párr. 9.16. Esto puede guardar relación con el límite operacional de la actividad del refrigerante primario, que a su vez está relacionado con el nivel de fallos del combustible.

9.18. Una vez que se ha evaluado el promedio anual de la actividad de los productos de fisión en el refrigerante del reactor, hay que derivar el término fuente debido a descargas líquidas de la misma manera que el debido a productos de corrosión.

## **CONDICIONES DE ACCIDENTE**

### **Alcance del análisis**

9.19. Es preciso abordar en el análisis de seguridad de una central nuclear las consecuencias asociadas a todas las condiciones identificadas de fallo o

accidente [13]. El análisis de seguridad tiene que identificar todos los sucesos y procesos internos y externos que pueden tener repercusiones en las barreras físicas de contención de material radiactivo o que puedan originar de algún modo riesgos radiológicos. La selección de los sucesos y procesos que hay que tener en cuenta en los análisis de seguridad debe hacerse basándose en un planteamiento sistemático, lógico y estructurado, y es necesario justificar que la identificación de todos los escenarios relevantes para la seguridad es suficientemente amplia.

9.20. Así pues, el punto de partida del análisis de seguridad ha de ser la identificación de la serie de sucesos iniciadores postulados que se deben tratar. Estos comprenden tanto sucesos internos como externos. Las categorías típicas de los sucesos internos se especifican en la Sección 2; sin embargo, para la derivación de términos fuente resultan más útiles las categorías que se indican a continuación.

#### *Escapes dentro de la contención*

9.21. Para muchos tipos de accidente postulado, la emisión importante de radionucleidos se produciría del núcleo del reactor al circuito primario y, en el caso de los reactores de potencia, del núcleo al sistema de contención o de confinamiento. Así pues, la evaluación del término fuente debe conllevar la determinación del comportamiento de la especie radiactiva en este trayecto; su retención en el sistema de contención o de confinamiento; su emisión a la contención secundaria, si la hubiera; y su emisión ulterior a la atmósfera.

9.22. Hay que efectuar análisis independientes del término fuente para cada tipo de fallo para el que sean distintos los fenómenos que afectarían al término fuente. Por ejemplo, en el caso de un reactor de agua ligera hay que incluir en el análisis los siguientes fallos base de diseño:

- a) Fallos de reactividad en los que el rápido aumento de ésta originaría un incremento de la emisión de productos de fisión de la matriz del combustible al huelgo de la vaina del combustible y el fallo de algunas de las vainas de combustible. En caso de fallos de este tipo, es preciso determinar en qué medida se produciría una desviación del coeficiente del límite de ebullición nucleada o de potencia crítica, o un exceso de energía incorporada en el combustible y el grado del fallo del combustible que se produciría por este motivo.
- b) Accidentes con pérdida grande de refrigerante, en los que el grave transitorio originaría un aumento de la liberación de productos de fisión de

la matriz del combustible al huelgo de las vainas de combustible y el fallo de algunas de éstas.

- c) Accidentes con pérdida pequeña de refrigerante, en los que el transitorio sería menos grave y la liberación de productos de fisión de la matriz del combustible al huelgo de las vainas no aumentaría de modo significativo, pero podrían fallar algunas de las vainas de combustible.
- d) Accidentes con pérdida muy pequeña de refrigerante, en los que la pérdida de refrigerante sea menor que el caudal de aporte, no se producirían fallos del combustible y la liberación de productos de fisión a la contención se limitaría al material radiactivo presente en el refrigerante primario.

9.23. Una magnitud similar de distintos tipos de fallo es la que debe considerarse en la evaluación de los términos fuente resultantes de accidentes graves con degradación importante del núcleo. En este caso no se aplicaría el accidente con pérdida muy pequeña de refrigerante.

#### *Accidentes de derivación*

9.24. La evaluación de los términos fuente debe comprender también un análisis amplio de los accidentes postulados en los que la emisión de material radiactivo se produciría fuera de la contención. Por ejemplo, una pérdida de refrigerante del reactor podría implicar una rotura en un sistema como el circuito secundario que se encuentra fuera de la contención, y cabría la posibilidad de que la contención fuera circunvalada si hubiera una vía de escape entre los circuitos primario y secundario. Los accidentes en los que la emisión de material radiactivo podría circunvalar la contención constituyen una categoría sumamente importante, porque un accidente de derivación con una emisión relativamente pequeña de material radiactivo del combustible puede tener las mismas consecuencias radiológicas que un accidente con una emisión grande dentro de la contención intacta. Además, estos accidentes de derivación no dejan mucho tiempo para adoptar medidas destinadas a proteger al público en las proximidades de la central.

9.25. Ejemplos de accidentes de derivación en reactores de agua a presión son:

- a) Escapes o roturas de tuberías en el circuito secundario, junto con una ruptura de un tubo generador de vapor;
- b) Escapes o roturas de tuberías en sistemas que están conectados directamente al circuito primario, como los sistemas de eliminación del calor residual y los sistemas de control químico y de volumen, en caso de que se encuentren fuera de la contención.

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

9.26. Del mismo modo que podría tratarse en principio de accidentes base de diseño, estos fallos podrían ser tanto la causa como la consecuencia de un accidente grave, y es necesario evaluar los términos fuente apropiados.

9.27. También es preciso evaluar los accidentes de manipulación de combustible irradiado y combustible gastado. Estos accidentes pueden producirse tanto dentro como fuera de la contención. Un accidente de manipulación del combustible fuera de la contención puede servir de escenario límite, porque si una pérdida de corriente eléctrica originara una pérdida de ventilación en el edificio del combustible, el material radiactivo que saliera del combustible dañado se escaparía directamente a la atmósfera.

9.28. Además, es preciso evaluar una serie de otros tipos de accidente que provocarían un escape de material radiactivo fuera de la contención y cuyo término fuente hay que evaluar. Esos accidentes son:

- a) Una reducción o una pérdida del refrigerante del combustible en la piscina de almacenamiento del combustible gastado;
- b) Un accidente de criticidad en el edificio del combustible gastado;
- c) Una fuga o rotura de tubería en cualquiera de los otros sistemas auxiliares que vehiculan material radiactivo líquido o gaseoso;
- d) Un fallo de sistemas o componentes, como filtros o depósitos de retardo, previstos para reducir el nivel de emisiones de material radiactivo durante el funcionamiento normal;
- e) Incendios u otros peligros que pueden provocar el escape de material radiactivo de acumulaciones en el exterior de la contención, como las instalaciones de almacenamiento de desechos radiactivos y componentes de sistemas de tratamiento de desechos radiactivos.

### *Sucesos externos*

9.29. También hay que identificar en el análisis de seguridad todos los sucesos iniciadores postulados que puedan tener su origen fuera de la central. Como ejemplos cabe citar terremotos, incendios, inundaciones, condiciones meteorológicas extremas, erupciones volcánicas, accidentes aéreos, actividades industriales en las proximidades y sabotaje [14]. En general, darían lugar a accidentes de índole similar a los provocados por sucesos internos que pudieran originar una emisión de material radiactivo, pero las dimensiones de la emisión pueden ser diferentes. Por ejemplo, una emisión a raíz de un incendio provocado por la caída de un avión podría ser mucho mayor que las emisiones provocadas por incendios internos. Los requisitos principales del diseño asociados con la

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

protección contra sucesos externos guardan relación con las estructuras, los sistemas y componentes destinados a cumplir sus funciones de seguridad en caso de que se dieran este tipo de sucesos.

### *Estados del reactor y estados de la central*

9.30. Todos los estados pertinentes del reactor, comprendidos los de plena potencia, parada y transitorios, deben tenerse en cuenta en la identificación de los sucesos iniciadores postulados. Asimismo hay que identificar los cambios serios en el estado de sistemas importantes de la central que tienen como función retener material radiactivo. Por ejemplo, en un reactor de agua a presión, la contención permanecerá abierta parte del tiempo que dure una parada para recarga de combustible o mantenimiento.

### *Fallos consecuentes y coincidentes*

9.31. Además de los sucesos iniciadores postulados, hay que identificar también en el análisis de seguridad los posibles fallos consecuentes o coincidentes que pudieran surgir. Los fallos de sistemas que aumenten la retención de material radiactivo en la central, como el sistema de rociado en la contención o el sistema de ventilación en los edificios auxiliares, el edificio o los edificios del combustible para la gestión de los desechos radiactivos, revisten particular importancia en la evaluación del término fuente.

### *Agrupamiento*

9.32. La identificación completa de todas las secuencias posibles de accidente dará lugar a gran número de posibles secuencias, y sería inviable realizar una evaluación independiente del término fuente de cada secuencia. Por tanto, es preciso agrupar las secuencias, y hay que elegir un escenario límite para cada grupo. El término fuente debe evaluarse a partir de ese escenario límite, y hay que considerar que este término fuente comprende los términos fuente correspondientes a los demás accidentes del mismo grupo.

9.33. La base del agrupamiento debe ser los accidentes que se encuentran en la misma banda de frecuencia y que son parecidos por lo que respecta a los fenómenos asociados que afectarán al comportamiento del material radiactivo.

9.34. Para cada banda de frecuencia hay que evaluar el término fuente de los tipos de accidente que tendrían consecuencias radiológicas más graves. Se pueden evaluar los términos fuente de otros accidentes del mismo tipo que tengan

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

mayores frecuencias y menores consecuencias radiológicas, en caso de que resulte necesario para demostrar el cumplimiento de un objetivo combinado de frecuencia de accidentes y consecuencias radiológicas en función de las dosis.

9.35. En caso de accidentes graves, hay que evaluar los términos fuente para los accidentes de cada tipo en los que surjan fenómenos distintos que afecten al comportamiento del material radiactivo.

## REFERENCIAS

- [1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las centrales nucleares: Diseño, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-R-1, OIEA, Viena (2004).
- [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, OIEA, Viena (2010).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Glosario de Seguridad del OIEA: Terminología empleada en seguridad nuclear y protección radiológica (edición de 2007), OIEA, Viena (2008).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Colección de Informes de Seguridad N° 23, OIEA, Viena (1999).
- [5] 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).
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Application of the Management System for Facilities and Activities, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-G-3.1, OIEA, Viena (2006).
- [7] COMUNIDAD EUROPEA DE LA ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Principios fundamentales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SF-1, OIEA, Viena (2007).
- [8] ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad del OIEA N° 115, OIEA, Viena (1997).
- [9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-R-3, OIEA, Viena (2010).
- [10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Colección Informes de Seguridad N° 19, OIEA, Viena (2001).

- [11] 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, OFICINA DE COORDINACIÓN DE ASUNTOS HUMANITARIOS DE LAS NACIONES UNIDAS, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Preparación y respuesta a condiciones de emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GS-R-2, OIEA, Viena (2004).
- [12] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° NS-G-1.13, OIEA, Viena (2005).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Control reglamentario de las descargas radiactivas al medio ambiente, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° WS-G-2.3, OIEA, Viena (2007).
- [14] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage, Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA N° 4, OIEA, Viena (2007).

## COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y REVISIÓN

D'Auria, F.	Universidad de Pisa (Italia)
Dusic, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Dutton, L.M.C.	Comité de gestión de desechos radiactivos (Reino Unido)
Fry, C.	Serco Assurance (Reino Unido)
Glaeser, H.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Alemania)
Kim, I.G.	Instituto de Seguridad Nuclear de Corea (República de Corea)
Lee, S.H.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Mavko, B.	Instituto Jožef Stefan (Eslovenia)
Pelayo, F.	Consejo de Seguridad Nuclear (España)
Petruzzi, A.	Universidad de Pisa (Italia)
Sandervag, O.	Inspección Sueca de Energía Nuclear (Suecia)

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## ENTIDADES ENCARGADAS DE LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

*El asterisco indica que se trata de un miembro corresponsal. Estos miembros reciben borradores para formular comentarios, así como otra documentación pero, generalmente, no participan en las reuniones. Dos asteriscos indican un suplente.*

### Comisión sobre Normas de Seguridad

*Alemania: Majer, D.; Argentina: González, A.J.; Australia: Loy, J.; Bélgica: Samain, J.-P.; Brasil: Vinhas, L.A. Canadá: Jammal, R.; China: Liu Hua; Corea, República de: Choul-Ho Yun; Egipto: Barakat, M.; España: Barceló Vernet, J. Estados Unidos de América: Virgilio, M.; Federación de Rusia: Adamchik, S.; Finlandia: Laaksonen, J.; Francia: Lacoste, A.-C. (Presidencia); India: Sharma, S.K.; Israel: Levanon, I.; Japón: Fukushima, A.; Lituania: Maksimovas, G. Pakistán: Rahman, M.S.; Reino Unido: Weightman, M.; Sudáfrica: Magugumela, M.T.; Suecia: Larsson, C.M. Ucrania: Mykolaichuk, O.; Viet Nam: Le-chí Dung; OIEA: Delattre, D. (Coordinación); Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE: Yoshimura, U. Comisión Europea: Faross, P. Comisión Internacional de Protección Radiológica: Holm, L.-E. Grupo Asesor sobre seguridad física nuclear: Hashmi, J.A. Grupo Internacional de Seguridad Nuclear: Meserve, R. Presidentes de los Comité sobre Normas de Seguridad: Brach, E.W. (TRANSSC); Magnusson, S. (RASSC); Pather, T. (WASSC); Vaughan, G.J. (NUSSC).*

### Comité sobre Normas de Seguridad Nuclear

*Alemania: Wassilew, C.; Argelia: Merrouche, D.; Argentina: Waldman, R.; Australia: Le Cann, G.; Austria: Sholly, S. Bélgica: De Boeck, B.; Brasil: Gromann, A.; \*Bulgaria: Gledachev, Y.; Canadá: Rzentkowski, G.; China: Jingxi Li; \*Chipre: Demetriades, P.; Corea, República de: Hyun-Koon Kim; Croacia: Valčić, I.; Egipto: Ibrahim, M.; Eslovaquia: Uhrík, P. Eslovenia: Vojnovič, D.; España: Zarzuela, J.; Estados Unidos de América: Mayfield, M.; Federación de Rusia: Baranaev, Y.; Finlandia: Järvinen, M.-L.; Francia: Feron, F.; Ghana: Emi-Reynolds, G.; \*Grecia: Camarinopoulos, L.; Hungría: Adorján, F.; India: Vaze, K.; Indonesia: Antariksawan, A.; Irán, República Islámica del: Asgharizadeh, F.; Israel: Hirshfeld, H. Italia: Bava, G.; Jamahiriya Árabe Libia: Abuzid, O.; Japón: Kanda, T.; Lituania: Demčenko, M.; Malasia: Azlina Mohammed Jais; Marruecos: Soufi, I.; México: Carrera, A.; Países Bajos:*

van der Wiel, L.; *Pakistán*: Habib, M.A.; *Polonia*: Jurkowski, M.; *Reino Unido*: Vaughan, G.J. (Presidencia); *República Checa*: Šváb, M.; *Rumania*: Biro, L.; *Sudáfrica*: Leotwane, W.; *Suecia*: Hallman, A.; *Suiza*: Flury, P.; *Túnez*: Baccouche, S.; *Turquía*: Bezdegumeli, U.; *Ucrania*: Shumkova, N.; *Uruguay*: Nader, A.; *OIEA*: Feige, G. (Coordinación); *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE*: Reig, J.; *\*Asociación Nuclear Mundial*: Borysova, I.; *Comisión Electrotécnica Internacional*: Bouard, J.-P.; *Comisión Europea*: Vigne, S.; *FORATOM*: Fourest, B.; *Organización Internacional de Normalización*: Sevestre, B.

### Comité sobre Normas de Seguridad Radiológica

*Alemania*: Helming, M.; *\*Argelia*: Chelbani, S.; *Argentina*: Massera, G.; *Australia*: Melbourne, A.; *\*Austria*: Karg, V.; *Bélgica*: van Bladel, L.; *Brasil*: Rodriguez Rochedo, E.R.; *\*Bulgaria*: Kartzarska, L.; *Canadá*: Clement, C.; *China*: Huating Yang; *\*Chipre*: Demetriades, P.; *Corea, República de*: Byung-Soo Lee; *Croacia*: Kralik, I.; *\*Cuba*: Betancourt Hernández, L.; *Dinamarca*: Øhlenschläger, M.; *Egipto*: Hassib, G.M.; *Eslovaquia*: Jurina, V.; *Eslovenia*: Sutej, T.; *España*: Amor Calvo, I.; *Estados Unidos de América*: Lewis, R.; *Estonia*: Lust, M.; *Federación de Rusia*: Savkin, M.; *Filipinas*: Valdezco, E.; *Finlandia*: Markkanen, M.; *Francia*: Godet, J.-L.; *Ghana*: Amoako, J.; *\*Grecia*: Kamenopoulou, V.; *Hungría*: Koblinger, L.; *India*: Sharma, D.N.; *Indonesia*: Widodo, S.; *Irán, República Islámica del*: Kardan, M.R.; *Irlanda*: Colgan, T.; *Islandia*: Magnusson, S. (Presidencia); *Israel*: Koch, J.; *Italia*: Bologna, L.; *Jamahiriya Árabe Libia*: Busitta, M.; *Japón*: Kiryu, Y.; *\*Letonia*: Salmins, A.; *Lituania*: Mastauskas, A.; *Malasia*: Hamrah, M.A.; *Marruecos*: Tazi, S.; *México*: Delgado Guardado, J.; *Noruega*: Saxebol, G.; *Países Bajos*: Zuur, C.; *Pakistán*: Ali, M.; *Paraguay*: Romero de González, V.; *Polonia*: Merta, A.; *Portugal*: Dias de Oliveira, A.M.; *Reino Unido*: Robinson, I.; *República Checa*: Petrova, K.; *Rumania*: Rodna, A.; *Sudáfrica*: Olivier, J.H.I.; *Suecia*: Almen, A.; *Suiza*: Piller, G.; *\*Tailandia*: Suntarapai, P.; *Túnez*: Chékir, Z.; *Turquía*: Okyar, H.B.; *Ucrania*: Pavlenko, T.; *\*Uruguay*: Nader, A.; *OIEA*: Boal, T. (Coordinación); *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE*: Lazo, T.E.; *Asociación internacional de suministradores y productores de fuentes*: Fasten, W.; *Asociación Nuclear Mundial*: Saint-Pierre, S.; *Comisión Electrotécnica Internacional*: Thompson, I.; *Comisión Europea*: Janssens, A.; *Comisión Internacional de Protección Radiológica*: Valentin, J.; *Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas*: Crick, M.; *Oficina Internacional del Trabajo*: Niu, S.; *Organización de las Naciones Unidas para la Alimentación y la Agricultura*: Byron, D.; *Organización Internacional de Normalización*: Rannou, A.; *Organización Mundial de la Salud*: Carr, Z.; *Organización Panamericana de la Salud*: Jiménez, P.

### Comité sobre Normas de Seguridad en el Transporte

*Alemania*: Rein, H.; \*Nitsche, F.; \*\*Alter, U.; *Argentina*: López Vietri, J.; \*\*Capadona, N.M.; *Australia*: Sarkar, S.; *Austria*: Kirchnawy, F.; *Bélgica*: Cottens, E.; *Brasil*: Xavier, A.M.; *Bulgaria*: Bakalova, A.; *Canadá*: Régimbald, A.; *China*: Xiaoqing Li; \**Chipre*: Demetriades, P.; *Corea, República de*: Dae-Hyung Cho; *Croacia*: Belamarić, N.; \**Cuba*: Quevedo García, J.R.; *Dinamarca*: Breddam, K.; *Egipto*: El-Shinawy, R.M.K.; *España*: Zamora Martín, F.; *Estados Unidos de América*: Boyle, R.W.; Brach, E.W. (Presidencia); *Federación de Rusia*: Buchelnikov, A.E.; *Finlandia*: Lahkola, A.; *Francia*: Landier, D.; *Ghana*: Emi-Reynolds, G.; \**Grecia*: Vogiatzi, S.; *Hungría*: Sáfár, J.; *India*: Agarwal, S.P.; *Indonesia*: Wisnubroto, D.; *Irán, República Islámica del*: Eshraghi, A.; \*Emamjomeh, A. *Irlanda*: Duffy, J.; *Israel*: Koch, J.; *Italia*: Trivelloni, S.; \*\*Orsini, A.; *Jamahiriyá Árabe Libia*: Kekli, A.T.; *Japón*: Hanaki, I.; *Lituania*: Statkus, V.; *Malasia*: Sobari, M.P.M.; \*\*Husain, Z.A.; \**Marruecos*: Allach, A.; *México*: Bautista Arteaga, D.M.; \*\*Delgado Guardado, J.L.; *Noruega*: Hornkjøl, S.; \**Nueva Zelandia*: Ardouin, C.; *Países Bajos*: Ter Morshuizen, M.; *Pakistán*: Rashid, M.; \**Paraguay*: More Torres, L.E.; *Polonia*: Dziubiak, T.; *Portugal*: Buxo da Trindade, R.; *Reino Unido*: Sallit, G.; *República Checa*: Ducháček, V.; *Sudáfrica*: Hinrichsen, P. *Suecia*: Häggblom, E.; \*\*Svahn, B.; *Suiza*: Krietsch, T.; *Tailandia*: Jerachanchai, S.; *Turquía*: Ertürk, K.; *Ucrania*: Lopatin, S.; *Uruguay*: Nader, A.; \*Cabral, W.; *OIEA*: Stewart, J.T. (Coordinación); *Asociación de Transporte Aéreo Internacional*: Brennan, D.; *Asociación internacional de suministradores y productores de fuentes*: Miller, J.J.; \*\*Roughan, K.; *Asociación Nuclear Mundial*: Gorlin, S.; *Comisión Económica de las Naciones Unidas para Europa*: Kervella, O.; *Comisión Europea*: Binet, J.; *Federación Internacional de Asociaciones de Pilotos de Líneas Aéreas*: Tisdall, A.; \*\*Gessl, M.; *Instituto Mundial de Transporte Nuclear*: Green, L.; *Organización de Aviación Civil Internacional*: Rooney, K.; *Organización Internacional de Normalización*: Malesys, P.; *Organización Marítima Internacional*: Rahim, I. *Unión Postal Universal*: Bowers, D.G.

### Comité sobre Normas de Seguridad de los Desechos

*Alemania*: Götz, C.; *Argelia*: Abdenacer, G.; *Argentina*: Biaggio, A.; *Australia*: Williams, G.; \**Austria*: Fischer, H.; *Bélgica*: Blommaert, W.; *Brasil*: Tostes, M.; \**Bulgaria*: Simeonov, G.; *Canadá*: Howard, D.; *China*: Zhimin Qu; *Chipre*: Demetriades, P.; *Corea, República de*: Won-Jae Park; *Croacia*: Trifunovic, D.; *Cuba*: Fernández, A.; *Dinamarca*: Nielsen, C.; *Egipto*: Mohamed, Y.; *Eslovaquia*: Homola, J.; *Eslovenia*: Mele, I.; *España*: Sanz Aludán, M.; *Estados*

*Unidos de América*: Camper, L.; *Estonia*: Lust, M.; *Finlandia*: Hutri, K.; *Francia*: Rieu, J.; *Ghana*: Faanu, A.; *Grecia*: Tzika, F.; *Hungría*: Czoch, I.; *India*: Rana, D.; *Indonesia*: Wisnubroto, D.; *Irán, República Islámica del*: Assadi, M.; \*Zarghami, R.; *Iraq*: Abbas, H.; *Israel*: Dody, A.; *Italia*: Dionisi, M.; *Jamahiriyah Árabe Libia*: Elfawares, A.; *Japón*: Matsuo, H.; \*Letonia: Salmins, A.; *Lituania*: Paulikas, V.; *Malasia*: Sudin, M.; \*Marruecos: Barkouch, R.; *México*: Aguirre Gómez, J.; *Países Bajos*: van der Shaaf, M.; *Pakistán*: Mannan, A.; \*Paraguay: Idoyaga Navarro, M.; *Polonia*: Wlodarski, J.; *Portugal*: Flausino de Paiva, M.; *Reino Unido*: Chandler, S.; *República Checa*: Lietava, P.; *Sudáfrica*: Pather, T. (Presidencia); *Suecia*: Frise, L.; *Suiza*: Wanner, H.; \*Tailandia: Supaokit, P.; *Túnez*: Bousselmi, M.; *Turquía*: Özdemir, T.; *Ucrania*: Makarovska, O.; \*Uruguay: Nader, A.; *OIEA*: Siraky, G. (Coordinación); *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE*: Riotte, H.; *Asociación internacional de suministradores y productores de fuentes*: Fasten, W.; *Asociación Nuclear Mundial*: Saint-Pierre, S.; *Comisión Europea*: Necheva, C.; *European Nuclear Installations Safety Standards*: Lorenz, B.; \*Zaiss, W.; *Organización Internacional de Normalización*: Hutson, G.



**IAEA**

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 22

## Lugares donde se pueden encargar publicaciones del OIEA

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

### ALEMANIA

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

### AUSTRALIA

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

### BÉLGICA

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

### CANADÁ

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

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

### CHINA

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

### ESLOVENIA

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

### ESPAÑA

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

### ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA

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

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

### FINLANDIA

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

### FRANCIA

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

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

## La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

### HUNGRÍA

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

### INDIA

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

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

### ITALIA

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

### JAPÓN

Maruzen Company Ltd, 1-9-18, Kaigan, Minato-ku, Tokyo, 105-0022  
Teléfono: +81 3 6367 6079 • Fax: +81 3 6367 6207  
Correo-e: journal@maruzen.co.jp • Sitio web: <http://www.maruzen.co.jp>

### NACIONES UNIDAS

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

### NUEVA ZELANDIA

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

### PAÍSES BAJOS

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

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

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

### REINO UNIDO

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

Pedidos en línea

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

Libros relacionados con el medio ambiente

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

### REPÚBLICA CHECA

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

### REPÚBLICA DE COREA

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

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

### Dependencia de Mercadotecnia y Venta, Organismo Internacional de Energía Atómica

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

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación SSG-2 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

## 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 978-92-0-333010-7  
ISSN 1020-525X