

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Límites y condiciones
operacionales
y procedimientos
de operación en las
centrales nucleares

GUÍA DE SEGURIDAD

Nº NS-G-2.2



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

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

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas aparecen en la **Colección de Normas de Seguridad del OIEA**. Esta serie de publicaciones abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos, así como la seguridad general (es decir, todas esas esferas de la seguridad). Las categorías comprendidas en esta serie son las siguientes: **Nociones fundamentales de seguridad, Requisitos de seguridad y Guías de seguridad.**

Las normas de seguridad llevan un código que corresponde a su ámbito de aplicación: seguridad nuclear (NS), seguridad radiológica (RS), seguridad del transporte (TS), seguridad de los desechos (WS) y seguridad general (GS).

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

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

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el glosario de seguridad del OIEA y un informe de situación relativo a las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA, PO Box 100, 1400 Viena (Austria).

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la aplicación de las normas (por ejemplo, como base de los reglamentos nacionales, para exámenes de la seguridad y para cursos de capacitación), con el fin de garantizar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. La información puede proporcionarse a través del sitio del OIEA en Internet o por correo postal, a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico, a la dirección Official.Mail@iaea.org.

OTRAS PUBLICACIONES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

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

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

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

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

LÍMITES Y CONDICIONES
OPERACIONALES
Y PROCEDIMIENTOS
DE OPERACIÓN EN LAS
CENTRALES NUCLEARES

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

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

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

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-70 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° NS-G-2.2

LÍMITES Y CONDICIONES
OPERACIONALES
Y PROCEDIMIENTOS
DE OPERACIÓN EN LAS
CENTRALES NUCLEARES

GUÍA DE SEGURIDAD

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2009

La publicación SSG-70 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 Promoción y Venta de Publicaciones
Sección Editorial
Organismo Internacional de Energía Atómica
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Viena (Austria)
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
correo-e: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© OIEA, 2009

Impreso por el OIEA en Austria
Noviembre de 2009

LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES Y
PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN
EN LAS CENTRALES NUCLEARES

OIEA, VIENA, 2009

STI/PUB/1100

ISBN 978-92-0-313109-4

ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

Mohamed ElBaradei
Director General

Una de las funciones estatutarias del OIEA es establecer o adoptar normas de seguridad para proteger, en el desarrollo y la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos, la salud, la vida y los bienes, y proveer lo necesario para la aplicación de esas normas a sus propias operaciones, así como a las realizadas con su asistencia y, a petición de las Partes, a las operaciones que se efectúen en virtud de cualquier arreglo bilateral o multilateral, o bien, a petición de un Estado, a cualquiera de las actividades de ese Estado en el campo de la energía nuclear.

Los siguientes órganos asesores supervisan la elaboración de las normas de seguridad: la Comisión Asesora sobre Normas de Seguridad (ACSS); el Comité Asesor sobre Normas de Seguridad Nuclear (NUSSAC); el Comité Asesor sobre Normas de Seguridad Radiológica (RASSAC); el Comité Asesor sobre Normas de Seguridad en el Transporte (TRANSSAC); y el Comité Asesor sobre Normas de Seguridad de los Desechos (WASSAC). Los Estados Miembros están ampliamente representados en estos comités.

Con el fin de asegurar el más amplio consenso internacional posible, las normas de seguridad se presentan además a todos los Estados Miembros para que formulen observaciones al respecto antes de aprobarlas la Junta de Gobernadores del OIEA (en el caso de las Nociones fundamentales de seguridad y los Requisitos de seguridad) o el Comité de Publicaciones, en nombre del Director General, (en el caso de las Guías de seguridad).

Aunque las normas de seguridad del OIEA no son jurídicamente vinculantes para los Estados Miembros, éstos pueden adoptarlas, a su discreción, para utilizarlas en sus reglamentos nacionales respecto de sus propias actividades. Las normas son de obligado cumplimiento para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones para las que éste preste asistencia. A todo Estado que desee concertar con el OIEA un acuerdo para recibir su asistencia en lo concerniente al emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación o clausura de una instalación nuclear, o a cualquier otra actividad, se le pedirá que cumpla las partes de las normas de seguridad correspondientes a las actividades objeto del acuerdo. Ahora bien, conviene recordar que, en cualquier trámite de concesión de licencia, la decisión definitiva y la responsabilidad jurídica incumbe a los Estados.

Si bien las mencionadas normas establecen las bases esenciales para la seguridad, puede ser también necesario incorporar requisitos más detallados, acordes con la práctica nacional. Además, existirán por lo general aspectos

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

especiales que será necesario aquilatar en función de las circunstancias particulares de cada caso.

Se menciona cuando procede, pero sin tratarla en detalle, la protección física de los materiales fisibles y radiactivos y de las centrales nucleares en general; las obligaciones de los Estados a este respecto deben enfocarse partiendo de la base de los instrumentos y publicaciones aplicables elaborados bajo los auspicios del OIEA. Tampoco se consideran explícitamente los aspectos no radiológicos de la seguridad industrial y la protección del medio ambiente; se reconoce que, en relación con ellos, los Estados deben cumplir sus compromisos y obligaciones internacionales.

Es posible que algunas instalaciones construidas conforme a directrices anteriores no satisfagan plenamente los requisitos y recomendaciones prescritos por las normas de seguridad del OIEA. Corresponderá a cada Estado decidir la forma de aplicar tales normas a esas instalaciones.

Se señala a la atención de los Estados el hecho de que las normas de seguridad del OIEA, si bien no jurídicamente vinculantes, se establecen con miras a conseguir que las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y los materiales radiactivos se realicen de manera que los Estados puedan cumplir sus obligaciones derivadas de los principios generalmente aceptados del derecho internacional y de reglas como las relativas a la protección del medio ambiente. Con arreglo a uno de esos principios generales, el territorio de un Estado ha de utilizarse de forma que no se causen daños en otro Estado. Los Estados tienen así una obligación de diligencia y un criterio de precaución.

Las actividades nucleares civiles desarrolladas bajo la jurisdicción de los Estados están sujetas, como cualesquier otras actividades, a las obligaciones que los Estados suscriben en virtud de convenciones internacionales, además de a los principios del derecho internacional generalmente aceptados. Se cuenta con que los Estados adopten en sus ordenamientos jurídicos nacionales la legislación (incluidas las reglamentaciones) así como otras normas y medidas que sean necesarias para cumplir efectivamente todas sus obligaciones internacionales.

NOTA EDITORIAL

Todo apéndice de las normas se considera parte integrante de ellas y tiene la misma autoridad que el texto principal. Los anexos, notas de pie de página y bibliografía sirven para proporcionar información suplementaria o ejemplos prácticos que pudieran ser de utilidad al lector.

En las normas de seguridad se usa la expresión “deberá(n)” (en inglés “shall”) al formular indicaciones sobre requisitos, deberes y obligaciones. El uso de la expresión “debería(n)” (en inglés “should”) significa la recomendación de una opción conveniente.

El texto en inglés es la versión autorizada.

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	1
	Antecedentes (1.1–1.3)	1
	Objetivo (1.4)	1
	Alcance (1.5).....	1
	Estructura (1.6).....	2
2.	OBJETIVO DE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA (2.1)	2
3.	CONCEPTO DE LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES Y SU ESTABLECIMIENTO.....	3
	Concepto de límites y condiciones operacionales (3.1–3.7)	3
	Establecimiento de los límites y condiciones operacionales (3.8–3.16).....	5
4.	LÍMITES DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA (4.1–4.5).....	6
5.	PUNTOS DE TARADO LIMITATIVOS EN LOS SISTEMAS DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA (5.1–5.4)	8
6.	LÍMITES Y CONDICIONES DE FUNCIONAMIENTO NORMAL (6.1–6.9).....	10
7.	REQUISITOS DE VIGILANCIA (7.1–7.5)	12
8.	PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN.....	13
	Generalidades (8.1–8.7).....	13
	Aspectos particulares de los procedimientos de emergencia (8.8–8.18)	14
	Procedimientos de operación en la fase de puesta en servicio (8.19–8.20)	17
9.	ESTABLECIMIENTO DE LOS PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN (9.1–9.7).....	18

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

10. CUMPLIMIENTO DE LOS LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES Y LOS PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN (10.1–10.7)	19
APÉNDICE I: SELECCIÓN DE LOS LÍMITES Y CONDICIONES DE FUNCIONAMIENTO NORMAL	23
APÉNDICE II: ELABORACIÓN DE LOS PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES (ESQUEMA)	34
REFERENCIAS	37
ANEXO: EJEMPLO PARA EXPLICAR ALGUNOS DE LOS TÉRMINOS EMPLEADOS.....	39
GLOSARIO.....	43
COLABORADORES PARA LA REDACCIÓN Y REVISIÓN	45
ORGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD.....	47

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La presente Guía de Seguridad se ha preparado como parte del programa del Organismo destinado a establecer normas de seguridad tecnológica relativas a las centrales nucleares. Reemplaza a la Guía de Seguridad del OIEA titulada “Operational Limits and Conditions for Nuclear Power Plants”, que se publicó en 1979 con la signatura N° 50-SG-O3.

1.2. Para que una central nuclear funcione con seguridad, se deberán reflejar las disposiciones adoptadas en el diseño definitivo y subsiguientes modificaciones en las limitaciones impuestas a los parámetros de funcionamiento de la misma y en los requisitos referentes a su equipo y personal. Tales limitaciones y requisitos deberán establecerse, bajo la responsabilidad del explotador, durante la evaluación de seguridad tecnológica del diseño, como un conjunto de límites y condiciones operacionales (LCO). La elaboración y utilización de procedimientos de operación (PO) totalmente coherentes con los LCO constituye una contribución muy importante para el cumplimiento de éstos.

1.3. Los requisitos relativos a dichos límites y condiciones y procedimientos se establecen en la Sección 5 de la publicación del OIEA sobre Requisitos de Seguridad titulada “Seguridad de las Centrales Nucleares: explotación [1]”, a la cual esta guía sirve de complemento.

OBJETIVO

1.4. El propósito de esta Guía de Seguridad es proporcionar orientación sobre el establecimiento, contenido y aplicación de los LCO y los PO. La guía se destina tanto a las instancias reguladoras como a los propietarios/explotadores.

ALCANCE

1.5. La presente Guía de Seguridad trata del concepto de LCO, su contenido siempre que se apliquen a las centrales nucleares terrestres fijas dotadas de reactores térmicos, y las responsabilidades de la entidad explotadora relativas

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

al establecimiento, modificación, cumplimiento y documentación de esos límites y condiciones. La guía expone también los procedimientos de operación que contribuyen a la aplicación de los LCO y a garantizar su observancia. Los aspectos particulares de los procedimientos de mantenimiento, vigilancia, inspección en servicio y otras actividades relacionadas con la seguridad tecnológica en lo que respecta al funcionamiento seguro de las centrales nucleares no entran en el ámbito de esta publicación pero se pueden consultar en otras guías de seguridad del OIEA (véanse, por ejemplo, las Refs. [2] y [3]).

ESTRUCTURA

1.6. La Sección 2 indica la relación existente entre el objetivo fundamental de la seguridad tecnológica y los LCO. En la Sección 3 figura una introducción al concepto y establecimiento de los LCO. Las Secciones 4 a 7 exponen con cierto detalle las características de los tipos de LCO, límites de seguridad, límites relativos a los puntos de tarado de los sistemas de seguridad, límites y condiciones de funcionamiento normal y requisitos de vigilancia. Las Secciones 8 y 9 tratan de los PO, en especial de su elaboración. En la Sección 10 se dan orientaciones sobre cómo garantizar el cumplimiento de los LCO y los procedimientos, señalándose también la necesidad de conservar los registros referentes a dicho cumplimiento. El apéndice I muestra como ejemplo una lista de los temas respecto de los cuales se suelen establecer límites y condiciones y el apéndice II ofrece un esquema para la elaboración de los PO. En el anexo se presenta un ejemplo para explicar algunos términos utilizados en la guía. Al final se incluye un glosario.

2. OBJETIVO DE LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA

2.1. Para conseguir el objetivo técnico fundamental de la seguridad tecnológica, dirigido a evitar que surjan situaciones que puedan conducir a condiciones de accidente, y a mitigar las consecuencias de tales situaciones en el caso de que surgieran, “Debe controlarse la explotación de la instalación de conformidad con un conjunto de límites y condiciones operacionales deducidos del análisis de seguridad y que precisan una región de explotación segura. Deben revisarse estos límites y condiciones, según sea necesario, de acuerdo con la experiencia de puesta en servicio y de explotación. Deben establecerse

requisitos mínimos en cuanto a la disponibilidad de personal y de equipo... Las operaciones debe realizarlas personal adecuadamente capacitado y autorizado de conformidad con procedimientos detallados, de validez comprobada y aprobados...” (Ref. [4], párrafo 510).

3. CONCEPTO DE LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES Y SU ESTABLECIMIENTO

CONCEPTO DE LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES

3.1. Los requisitos de seguridad del OIEA respecto al funcionamiento [1] estipulan que se establecerán LCO que sean garantía de que las centrales funcionen de conformidad con los supuestos y objetivos del diseño. Con objeto de satisfacer este requisito, el estudio analítico de seguridad tecnológica de la central se debería realizar de manera que especifique claramente los LCO que se han de cumplir para evitar que surjan situaciones que puedan llevar a condiciones de accidente, o para mitigar las consecuencias de accidentes en caso de que se produzcan.

3.2. Los LCO deberán contener los requisitos operacionales relativos a los diferentes estados operacionales, incluida la parada [1]. Estos estados operacionales deberían ser, en particular, la puesta en marcha, la producción de energía, la parada, el mantenimiento, las pruebas y la recarga de combustible. Los LCO deberían definir también los requisitos operacionales que garanticen que los sistemas de seguridad, incluidos sus dispositivos técnicos, realicen las funciones necesarias en todos los estados operacionales así como en caso de accidentes base de diseño (ABD).

3.3. Los aspectos técnicos de los LCO comprenden las limitaciones que deben respetarse, así como los requisitos de funcionamiento que las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad tecnológica de la central nuclear han de satisfacer a fin de poder cumplir las funciones que tengan encomendadas, conforme a lo previsto en el estudio analítico de seguridad tecnológica de la central. El funcionamiento en condiciones de seguridad depende tanto del personal como del equipo; por consiguiente, los LCO deberían referirse también a las medidas que ha de adoptar y las limitaciones que ha de observar el personal operador.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

3.4. Con respecto al personal operador, los LCO incluyen los principales requisitos relativos a la vigilancia y las medidas correctoras o complementarias necesarias para complementar el funcionamiento de los equipos que actúan para mantener los LCO establecidos. Algunos de estos límites y condiciones pueden conllevar combinaciones de funciones automáticas y acciones del personal.

3.5. Los LCO de la central deberían referirse, entre otros, a los siguientes temas:

- a) Límites de seguridad tecnológica;
- b) Puntos de tarado limitativos en los sistemas de seguridad;
- c) Límites y condiciones de funcionamiento normal;
- d) Requisitos de vigilancia;
- e) Formulación de las medidas aplicables en caso de desviaciones respecto de los LCO.

Además, los LCO pueden referirse a los objetivos de todos o de algunos de esos límites y condiciones más significativos con objeto de justificar su aplicación, y también como base adoptada para su establecimiento. Estos temas deberían incluirse en la documentación relativa a los LCO, para aumentar así la concienciación del personal de la central sobre su aplicación y cumplimiento.

3.6. Debería entenderse que los LCO forman un sistema lógico en el que los elementos de la lista del párrafo 3.5 están estrechamente relacionados entre sí y en el cual los límites de seguridad tecnológica constituyen la barrera última para las condiciones de seguridad. En el anexo se ofrece un ejemplo que explica esta interrelación. El personal de la sala de control debería tener fácil acceso a los LCO. Con tal fin, éstos se deberían recopilar en un único documento para su uso en la sala de control. Los operadores de dicha sala deberían tener un profundo conocimiento de los LCO y de su fundamento técnico.

3.7. En caso de que se presente una situación en la cual, por cualquier razón, el personal operador no tenga un entendimiento claro del estado operacional o no pueda cerciorarse de que la central nuclear esté funcionando dentro de los límites operacionales, o en caso de que la central se comporte de manera imprevista, se deberían tomar medidas sin demora para llevar la central a un estado más seguro.

ESTABLECIMIENTO DE LOS LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES

3.8. Los LCO deberán basarse en el análisis de seguridad tecnológica de la central en cuestión y de su entorno de conformidad con las disposiciones del diseño [1]. Los LCO se deberían determinar teniendo adecuadamente en cuenta las incertidumbres existentes en el proceso de análisis de la seguridad tecnológica. El estudio analítico de seguridad y los LCO se deberían examinar y enmendar cuando sea necesario a juzgar por los resultados de las pruebas de puesta en servicio. La justificación de cada uno de esos límites y condiciones debería fundamentarse con una exposición escrita de las razones para su adopción y toda información de apoyo que sea pertinente. Estas justificaciones deberían ser fácilmente accesibles en caso de necesidad.

3.9. Los LCO iniciales deberían establecerse normalmente en colaboración con los diseñadores bastante antes del comienzo del funcionamiento, con el fin de disponer de tiempo suficiente para la evaluación y la aprobación por parte del órgano regulador.

3.10. Cada LCO debería llevar aparejados requisitos de vigilancia que sirvan de ayuda al personal operador para asegurarse de su cumplimiento.

3.11. También es esencial que los LCO tengan sentido para el personal operador responsable y que estén definidos por valores de parámetros mensurables o directamente reconocibles. En los casos en que no se puedan utilizar valores directamente reconocibles, debería indicarse mediante tablas, diagramas o técnicas de cálculo adecuados la relación de un parámetro limitativo con la potencia del reactor o con otro parámetro mensurable. El límite o condición debería establecerse de manera que quede claro en cualquier situación si se ha producido o no una infracción.

3.12. Una presentación clara y la ausencia de ambigüedad son factores que contribuyen de manera importante a la fiabilidad en el uso de los LCO, por lo que debería recabarse asesoramiento sobre factores humanos en una fase temprana de elaboración de los documentos en que se presentarán los LCO al personal operador. Para ayudar a evitar interpretaciones erróneas, se debería explicar el significado de los términos.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

3.13. Se debería seguir el mismo método descrito en los párrafos 3.8 a 3.12 cuando sea necesario modificar los LCO. Se deberían examinar todas las modificaciones de la central para determinar si requieren modificaciones de los LCO. Toda modificación de esos límites y condiciones debería estar sujeta a evaluación y aprobación por parte del órgano regulador, según proceda.

3.14. Cuando sea necesario modificar temporalmente los LCO, por ejemplo para realizar pruebas de física en un núcleo nuevo, debería velarse con especial cuidado por que se analicen los efectos del cambio; el estado modificado, aunque sea temporal, requiere al menos el mismo nivel de evaluación y aprobación que una modificación permanente. Cuando pueda utilizarse un método alternativo razonable, debería preferirse una modificación temporal de un LCO.

3.15. Se debería realizar un examen periódico de los LCO para cerciorarse de que siguen siendo aplicables para los fines a que se destinaron y, si fuera necesario, deberían ser modificados a la luz de la experiencia operacional y del desarrollo tecnológico. Este examen periódico debería llevarse a cabo incluso si la central no ha sido modificada.

3.16. Al optimizar los LCO se deberían tomar en consideración las aplicaciones del análisis probabilista de seguridad. Para la justificación y modificación de los LCO se pueden utilizar los métodos de análisis probabilista así como la experiencia operacional.

4. LÍMITES DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA

4.1. El concepto de límites de seguridad tecnológica se basa en la prevención de emisiones inaceptables de materiales radiactivos de la central mediante la aplicación de los límites impuestos a las temperaturas del combustible y de las vainas, la presión del refrigerante, la integridad de la barrera de presión y otras características operacionales que influyen en la emisión de material radiactivo del combustible. Los límites de seguridad tecnológica establecidos sirven para proteger la integridad de ciertas barreras físicas cuyo fin es impedir la emisión incontrolada de material radiactivo. Dichos límites se deberían fijar adoptando un criterio conservador que sea garantía de que se tienen en cuenta todas las incertidumbres de los análisis de seguridad tecnológica. Esto significa que

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

sobrepasar un solo límite de tal seguridad no siempre conduce a las consecuencias inaceptables mencionadas más arriba. Sin embargo, si se sobrepasa cualquiera de esos límites, se debería parar el reactor y reanudar el funcionamiento normal a potencia solamente después de haber realizado una evaluación adecuada y haber aprobado la nueva puesta en marcha conforme a los procedimientos establecidos en la central.

4.2. Los límites se seleccionan con el objetivo de mantener la integridad de las vainas del combustible y la integridad de la barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor en todas las situaciones, garantizando de esa manera la inexistencia de emisiones significativas de materiales radiactivos. Un factor esencial para mantener la integridad de las vainas es la adecuada refrigeración del combustible. A este respecto, se debería mantener intacta la barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor. Esto evita cualquier pérdida de refrigerante y la consiguiente reducción de la refrigeración.

4.3. Aunque la integridad de la contención es importante para limitar las consecuencias radiológicas de un accidente, la pérdida de esa integridad no ocasiona por sí misma daño en las vainas del combustible. Por esta razón no se incluye en los límites de seguridad tecnológica, pero debería incluirse en los límites y condiciones de funcionamiento normal (Sección 6).

4.4. Las temperaturas del combustible y las vainas se deberían limitar a valores tales que garanticen el cumplimiento de los objetivos de diseño relativos a la importancia de los fallos. Los límites de seguridad tecnológica deberían expresarse normalmente como los valores máximos aceptables que garantizan la integridad de las vainas del combustible, con el criterio conservador mencionado en el párrafo 4.1. Se deberían definir y establecer los límites de las tasas de transferencia local de calor para las vainas del combustible, a fin de asegurarse de que las temperaturas locales del combustible y las vainas no alcancen niveles a los que éstas pudieran fallar.

4.5. Los límites de seguridad de la presión y temperatura del sistema de refrigeración del reactor deberían expresarse en relación con sus valores de diseño.

5. PUNTOS DE TARADO LIMITATIVOS EN LOS SISTEMAS DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA

5.1. Se establecerán puntos de tarado de los sistemas de seguridad para una serie de parámetros. Estos parámetros son los incluidos en los límites de seguridad tecnológica así como otros parámetros, o combinaciones de parámetros, que pudieran contribuir a transitorios de presión o temperatura. El rebase de algunos de dichos puntos provocará la parada automática (disparo) del reactor para prevenir un transitorio. El rebase de otros puntos de tarado dará como resultado otras actuaciones automáticas para evitar que se sobrepasen los límites de seguridad tecnológica. Otros puntos de tarado de los sistemas de seguridad se establecen para activar los sistemas de dispositivos protectores. Estos sistemas limitan la evolución de los incidentes operacionales previstos de manera que o no se superan los límites de seguridad tecnológica o se mitigan las consecuencias de los accidentes postulados. En el anexo se explica la interrelación entre los tarados de los sistemas de seguridad tecnológica, los límites de seguridad tecnológica y los LCO.

5.2. Los puntos de tarado de los sistemas de seguridad tecnológica que se establezcan deberían garantizar la actuación automática de los sistemas de seguridad en el ámbito de los valores de los parámetros supuestos en el estudio analítico de seguridad, a pesar de los errores que puedan producirse al ajustar cada punto nominal de tarado. Se deberían prever alarmas adecuadas para que el personal operador pueda iniciar acciones correctoras antes de que se alcancen los puntos de tarado de los sistemas de seguridad.

5.3. A continuación figura una serie típica de parámetros, sucesos operacionales y dispositivos de sistemas de protección para los cuales son necesarios puntos de tarado de los sistemas de seguridad tecnológica. Obsérvese que los puntos de tarado pueden ser distintos en los diferentes estados de la central. Por ejemplo, a una temperatura baja de funcionamiento, el sistema de alivio de presión de la vasija del reactor puede requerir puntos de tarado de presión más bajos.

- 1) Flujo y distribución de neutrones (intervalos de arranque, potencia intermedia y potencia de explotación);
- 2) Tasa de variación del flujo de neutrones;
- 3) Factor de distribución axial de la potencia;
- 4) Oscilación de la potencia;

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

- 5) Dispositivos de protección de la reactividad;
- 6) Temperaturas de las vainas del combustible o del refrigerante en los canales del combustible;
- 7) Temperatura del refrigerante del reactor;
- 8) Tasa de variación de temperatura del refrigerante del reactor;
- 9) Presión del sistema de refrigeración del reactor (incluidos puntos de tarado de sobrepresión en frío);
- 10) Nivel del agua en la vasija del reactor o en el presionador (que varía con el estado de la central y también con el tipo de reactor);
- 11) Caudal de refrigerante del reactor;
- 12) Tasa de variación del caudal de refrigerante del reactor;
- 13) Disparo de la bomba de circulación del refrigerante primario;
- 14) Refrigeración intermedia y sumidero final de calor;
- 15) Nivel del agua en el generador de vapor;
- 16) Temperatura del agua a la entrada del generador de vapor;
- 17) Temperatura del vapor a la salida del generador de vapor;
- 18) Caudal de vapor;
- 19) Presión del vapor;
- 20) Puntos de tarado para comenzar el aislamiento de la línea de vapor, el disparo de la turbina y el aislamiento del agua de alimentación;
- 21) Cierre de la válvula de aislamiento de la línea principal de vapor;
- 22) Inyección de refrigerante de emergencia;
- 23) Presión de la contención;
- 24) Puntos de tarado para la activación de los sistemas de rociado, sistemas de refrigeración y sistemas de aislamiento de la contención;
- 25) Presión del pozo seco;
- 26) Sistemas de inyección y control de veneno en el refrigerante;
- 27) Niveles de radiactividad en el circuito primario;
- 28) Niveles de radiactividad en la línea de vapor;
- 29) Niveles de radiactividad y de contaminación atmosférica en el edificio del reactor;
- 30) Pérdida del suministro normal de energía eléctrica;
- 31) Suministro de energía eléctrica de emergencia.

5.4. Las actuaciones que se deben iniciar en correspondencia con los elementos de esta lista, indicadas en el párrafo 5.1, pueden variar según el tipo y diseño del reactor, o tal vez no sean aplicables algunos de los puntos de tarado. En el caso de tipos particulares de reactor, se pueden definir en el estudio analítico de seguridad los parámetros adicionales para los cuales se deberían especificar puntos de tarado de los sistemas de seguridad.

6. LÍMITES Y CONDICIONES DE FUNCIONAMIENTO NORMAL

6.1. Los límites y condiciones de funcionamiento normal tienen como objetivo garantizar una explotación en condiciones de seguridad; esto es, procurar la certeza de que son válidos los supuestos del estudio analítico de seguridad tecnológica y de que los límites de seguridad establecidos no se van a superar durante el funcionamiento de la central. Además, se deberían asegurar unos márgenes aceptables entre los valores de funcionamiento normal y los puntos de tarado fijados para los sistemas de seguridad tecnológica, con el fin de evitar su actuación frecuente no deseada. La figura A-1 del anexo muestra una correlación entre los límites de seguridad tecnológica, los tarados de los sistemas de seguridad y los límites de funcionamiento normal.

6.2. Los límites y condiciones de funcionamiento normal deberían incluir los límites fijados a los parámetros de funcionamiento, las estipulaciones relativas a los equipos que, como mínimo, deben permanecer operables, la dotación mínima de personal, las actuaciones prescritas que ha de ejecutar el personal operador en caso de desviaciones respecto de los LCO establecidos y el tiempo previsto para realizar completamente estas acciones. Los límites deberían incluir también los parámetros importantes para la seguridad tecnológica, tales como la composición química de los medios de trabajo, sus contenidos de actividad y los límites en los vertidos de material radiactivo al medio ambiente.

6.3. Los requisitos de operabilidad deberían definir, para los diferentes modos de funcionamiento normal, el número de sistemas o componentes importantes para la seguridad tecnológica que deberían permanecer en estado de funcionamiento o en estado de reserva. Estos requisitos de operabilidad definen en conjunto la configuración mínima de seguridad tecnológica de la central para cada modo de funcionamiento normal. Cuando no se puedan cumplir los requisitos de operabilidad con la amplitud planeada, deberían especificarse las medidas que se han de adoptar para llevar la central a una situación más segura, tales como una reducción de la potencia o la parada del reactor, y también se debería estipular el tiempo previsto para realizar completamente cada medida.

6.4. Dado que al poner en marcha la central después de las paradas existen mayores riesgos, los requisitos de operabilidad aplicables a esta situación deberían ser más estrictos que los permitidos para la flexibilidad operacional

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

en el funcionamiento a potencia. Se deberían especificar los equipos de los sistemas de seguridad tecnológica que han de estar operables durante el arranque.

6.5. Después de un suceso anormal, incluida una parada automática (disparo) del reactor, debería determinarse la causa del suceso en la medida necesaria para cerciorarse de que se dan las condiciones de seguridad para reanudar el funcionamiento o, en el caso de un disparo, volver a poner en marcha el reactor. Deberían establecerse procedimientos para determinar las actuaciones y evaluaciones que se han de llevar a cabo. Si se han rebasado los LCO, debería investigarse la causa.

6.6. Cuando sea necesario retirar del servicio un componente de un sistema de seguridad tecnológica, se debería confirmar que la lógica de seguridad continúa estando en congruencia con las disposiciones del diseño. El correcto cumplimiento de una función de seguridad tecnológica puede ser afectado por circunstancias del proceso o circunstancias de los sistemas de servicio que no guarden relación directa con el equipo que realice dicha función. Por lo tanto se debería tener buen cuidado de determinar cuáles son dichas influencias y aplicar los límites adecuados.

6.7. Al establecer los requisitos de operabilidad de los equipos de seguridad tecnológica se deberían tomar en consideración las disposiciones de diseño en cuanto a redundancia, fiabilidad del equipo y período durante el cual el equipo puede estar inoperable sin un incremento inaceptable del riesgo.

6.8. Se deberían evaluar los períodos de inoperabilidad admisibles y los efectos acumulativos de los mismos, con objeto de asegurarse de que cualquier incremento del riesgo se mantiene dentro de niveles aceptables. Como medios más apropiados para este fin se deberían utilizar métodos de análisis probabilista de seguridad o de análisis de la fiabilidad. Es posible estipular en los LCO períodos de inoperabilidad más cortos que los derivados de un análisis probabilista basándose en otras informaciones, por ejemplo en los estudios de seguridad tecnológica o la experiencia operacional preexistentes.

6.9. En el apéndice I se consideran los aspectos para los cuales es en general necesario fijar límites y condiciones de funcionamiento normal. Se debería tener en cuenta que, en el caso de una central de tipo especial, pueden necesitarse otros límites que garanticen el control adecuado de todos los parámetros previstos en el diseño y en el análisis de seguridad tecnológica.

7. REQUISITOS DE VIGILANCIA

7.1. Para cerciorarse de que se respetan siempre los puntos de tarado de los sistemas de seguridad tecnológica y los límites y condiciones de funcionamiento normal, se deberían monitorizar, inspeccionar, verificar, calibrar y probar los sistemas y componentes pertinentes, con arreglo a un programa de vigilancia aprobado.

7.2. El programa de vigilancia se debería especificar correctamente de modo que se asegure la inclusión de todos los aspectos de los límites o las condiciones. Se debería estipular la frecuencia de los procedimientos de vigilancia, que debería basarse en un análisis de fiabilidad que incluya, si es factible, un análisis probabilista de seguridad y un estudio de la experiencia aportada por los resultados de vigilancia previos o, a falta de ambos, en las recomendaciones del suministrador.

7.3. Los requisitos de vigilancia deberían especificarse en procedimientos que contengan criterios claros de aceptación, de manera que no haya dudas respecto a la operabilidad de los sistemas o de los componentes. La relación entre estos criterios y el límite o la condición que se confirma debería hacerse constar por escrito.

7.4. Los requisitos de vigilancia deberían referirse también a las actividades destinadas a detectar envejecimientos y otras formas de deterioro causado por corrosión, fatiga y otros mecanismos. Tales actividades incluirán exámenes no destructivos de los sistemas pasivos así como de los sistemas explícitamente considerados en los límites y condiciones de funcionamiento normal. Si se descubrieran situaciones de degradación, se debería evaluar su efecto en la operabilidad de los sistemas y actuarse en consecuencia.

7.5. En la Guía de Seguridad del OIEA titulada “Vigilancia de elementos de importancia para la seguridad de centrales nucleares [3]” se ofrece más orientación sobre las actividades de vigilancia.

8. PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN

GENERALIDADES

8.1. Todas las actividades relacionadas con la seguridad tecnológica deberán realizarse conforme a documentos elaborados siguiendo procedimientos administrativos aprobados. La disponibilidad y el correcto uso de procedimientos de operación (PO) escritos, incluidos los procedimientos de vigilancia, son una importante contribución al funcionamiento de una central nuclear en condiciones de seguridad. Los Requisitos de Seguridad del OIEA [1] establecen que “se elaborarán procedimientos operacionales aplicables a condiciones normales, anormales y de emergencia” (Ref. [1], párrafo 5.11).

8.2. Los PO relativos al funcionamiento normal deberían establecerse a fin de garantizar que la central funcione en el marco de los LCO; dichos procedimientos deberían proporcionar instrucciones para la realización segura de todos los modos de funcionamiento normal, tales como puesta en marcha, funcionamiento a potencia, apagado, situación de parada, variaciones de la carga, monitorización de procesos y manipulación del combustible. Los PO deberían ser sometidos al órgano regulador para su evaluación y aprobación, si así se requiere.

8.3. Se deberían elaborar procedimientos de respuesta a alarmas como respaldo a los principales PO. Estos procedimientos deberían garantizar la respuesta puntual y correcta a las desviaciones respecto de los límites de funcionamiento estable (anexo) y deberían ser garantía de que los parámetros de la central se mantengan en el marco de los límites especificados.

8.4. Los PO deberían aportar instrucciones para la recuperación en caso de incidentes operacionales y condiciones de accidente previstos. Cuando se trate de accidentes base de diseño (ABD), estos procedimientos destinados a mantener el estado de la central en el marco de los límites estipulados pueden basarse en sucesos o en síntomas. En el caso de condiciones que sobrepasen las de base de diseño, las instrucciones se fundarán en síntomas; es decir, utilizarán parámetros que indiquen el estado de la central para determinar las rutas óptimas de recuperación como ayuda al operador, sin necesidad de un diagnóstico de accidente.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

8.5. Cuando se utilicen en la práctica operacional de una central nuclear instrucciones verbales y/o escritas, se deberían implantar procedimientos administrativos para asegurarse de que las instrucciones verbales y/o escritas no se desvíen de los PO establecidos ni comprometan los LCO fijados. Toda disconformidad con este aspecto debería notificarse al órgano regulador para su aprobación previa.

8.6. Los procedimientos de operación se deberían verificar y validar para cerciorarse de que son administrativa y técnicamente correctos, de que son fáciles de aplicar por el operador y de que funcionarán del modo deseado. Se debería poner especial atención en asegurarse de que los PO sean compatibles con el entorno en el que se piense utilizarlos. Dichos procedimientos se deberían validar en la forma en que se vayan a utilizar en realidad.

8.7. Los PO deberían ser revisados periódicamente con objeto de cerciorarse de que siguen siendo adecuados para cumplir sus fines y se deberían modificar, verificar, validar y aprobar si fuera necesario.

ASPECTOS PARTICULARES DE LOS PROCEDIMIENTOS DE EMERGENCIA

8.8. Los procedimientos de operación de emergencia (POE) pueden establecerse con orientación a los sucesos o bien con orientación a los síntomas. En el caso de los ABD, se pueden utilizar ambos métodos, aunque son preferibles los procedimientos orientados a los síntomas por las razones indicadas en el párrafo 8.12. Para los accidentes que sobrepasan lo previsto en la base de diseño, dada la amplia variedad de situaciones que pueden existir, son preferibles los POE basados en los síntomas y las directrices de gestión de accidentes.

8.9. Los POE basados en sucesos especifican las actuaciones del operador en función de la determinación concreta del suceso. En el caso de estos procedimientos, las decisiones y medidas de respuesta a los accidentes se deberían tomar en base al estado de la central en relación con sucesos predefinidos, que se consideran en el diseño y en el estudio analítico de seguridad tecnológica. Para utilizar el método basado en los sucesos, el operador ha de determinar el ABD concreto de que se trate antes de iniciar las acciones de recuperación y/o mitigación.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

8.10. Los POE basados en sucesos deberían tratar, al menos, los siguientes temas:

- a) Los síntomas que sirvan para determinar el accidente concreto (tales como alarmas, condiciones de operación, magnitudes probables de las variaciones de los parámetros, características de la posible degradación de la refrigeración del núcleo);
- b) Las acciones automáticas que tendrán lugar probablemente como resultado del accidente;
- c) Las acciones inmediatas del operador para hacer funcionar los controles o para confirmar las acciones automáticas;
- d) Las acciones subsiguientes del operador para que el reactor vuelva a una situación normal o a condiciones de parada segura, prolongada y estable.

8.11. Se deberían tener en cuenta las limitaciones inherentes a los procedimientos basados en sucesos. Estas limitaciones son:

- a) Una recuperación y/o mitigación óptima solamente es posible tras la correcta determinación del tipo de suceso. Los operadores pueden verse en la necesidad de responder a sucesos inesperados y encontrarse por lo tanto en situaciones para las que no han tenido una capacitación específica o respecto de las cuales no existen procedimientos para determinar con precisión el suceso que se ha producido.
- b) En el estudio analítico final de seguridad solamente se analizan y dan explicaciones sobre un número finito de sucesos, y los accidentes no analizados que sobrepasan la base de diseño quedan fuera del campo de aplicación de los procedimientos.
- c) La mayoría de los procedimientos basados en sucesos están orientados “en una dirección” y tratan solamente de un número limitado de combinaciones de sucesos.
- d) No existen vínculos ni puntos de transición entre los distintos procedimientos; por esta razón, no hay un método predefinido para que el operador haga frente a sucesos múltiples (tales como la rotura de una línea de vapor junto con un accidente de pérdida de refrigerante, o una pérdida de agua de alimentación junto con un transitorio previsto con disparo).

8.12. Los POE fundados en síntomas pueden resolver algunas de las limitaciones del método basado en sucesos mediante la definición y priorización formal de las principales funciones críticas de seguridad tecnológica. En el caso de los procedimientos basados en síntomas, las

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

decisiones sobre las medidas de respuesta a los sucesos deberían especificarse con referencia a los síntomas y al estado de los sistemas de la central (tales como los valores de los parámetros de seguridad y las funciones críticas de seguridad tecnológica). Esto permite al operador mantener las características óptimas de funcionamiento sin necesidad de preocuparse por la continuación del escenario de accidente. El método para monitorizar los parámetros de la central utilizados en el planteamiento basado en los síntomas está en consonancia con las necesidades del personal de la central en las situaciones de accidente grave.

8.13. Para aplicar los procedimientos basados en síntomas se debería realizar un análisis termohidráulico completo. Este análisis debería servir para cerciorarse de que el conjunto genérico de las actuaciones del operador relacionadas con el deterioro de cada función crítica de seguridad tecnológica es suficiente para resistir la amenaza más grave a esa función de seguridad.

8.14. Los POE deberían ser fáciles de distinguir de otros procedimientos aplicables en la central. Se debería adoptar un formato homogéneo de principio a fin. El título del procedimiento debería ser corto y descriptivo para que el operador pueda reconocer rápidamente la situación anormal a la que se aplica.

8.15. Se deberían evitar textos explicativos en los POE, los cuales se deberían limitar a instrucciones para que el operador ejecute una acción o para que verifique el estado de la central. Dichos procedimientos pueden contener información básica suplementaria para ayudar a los operadores a seguir adoptando las medidas de emergencia adecuadas, pero esta información debería estar separada de las principales actuaciones prescritas en los procedimientos. Las instrucciones deberían incluir, si procede, medidas destinadas a iniciar el procedimiento para determinar la clase de emergencia que implican las condiciones de accidente y comenzar las actuaciones de respuesta a la emergencia que correspondan. Siempre que la ejecución de un POE o de las directrices de gestión de accidentes indique un cambio en la gravedad de un suceso se deberían repetir las instrucciones sobre estas actuaciones.

8.16. Se deberían determinar los POE o las directrices de gestión de accidentes necesarios para hacer frente a los accidentes que sobrepasen la base de diseño mediante un análisis sistemático de estos accidentes y las vulnerabilidades de la central a los mismos, y mediante el desarrollo de estrategias para afrontar estas vulnerabilidades.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

8.17. Al determinar y seleccionar las actuaciones más adecuadas para hacer frente a los accidentes que sobrepasen la base de diseño se deberían tener en cuenta las particularidades de la central. Las directrices de gestión de accidentes relativas a los accidentes graves deberían comprender la utilización de todos los medios posibles, convencionales o relacionados con la seguridad tecnológica, de la central o de unidades cercanas o del exterior, con el objetivo de evitar la emisión de material radiactivo al medio ambiente.

8.18. Para garantizar la aplicación eficaz de las directrices de gestión de accidentes, éstas se deberían coordinar minuciosamente mediante una interfaz con los POE vigentes, a fin de asegurar la continuidad y evitar cualquier omisión o contradicción.

PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN EN LA FASE DE PUESTA EN SERVICIO

8.19. En la fase de puesta en servicio colaboran los grupos encargados de la construcción, la puesta en servicio y la operación y se produce una transferencia gradual de funciones de un grupo a otro hasta que la dirección de la central en funcionamiento asume la responsabilidad total. Durante este tiempo, las operaciones deberían ser realizadas por el grupo de operación bajo la supervisión del grupo de puesta en servicio, de conformidad con los procedimientos de prueba preparados para ejecutar el programa de puesta en servicio.

8.20. Los procedimientos de prueba deberían ajustarse a los PO normales de la central en todo lo posible, con objeto de verificar y, si fuera necesario, enmendar dichos procedimientos. Este proceso también proporciona al personal operador de la central una oportunidad para familiarizarse con los PO normales de la misma y con la forma en que ésta responde a esos procedimientos. En la Guía de Seguridad del OIEA titulada “Commissioning Procedures for Nuclear Power Plants” [5] se ofrecen más orientaciones sobre los procedimientos de operación en la fase de puesta en servicio.

9. ESTABLECIMIENTO DE LOS PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN

9.1. Con objeto de establecer un conjunto de procedimientos aplicables a las operaciones se debería seguir un proceso planificado y sistemático. Este proceso puede ser facilitado por el uso de una guía completa de redacción.

9.2. Cada procedimiento debería detallarse lo suficiente para que una persona cualificada sea capaz de realizar las actividades necesarias sin supervisión directa, pero no debería intentar una descripción completa de los procesos de la central implicados.

9.3. El formato de los procedimientos puede variar de una central a otra, en función de las normas de la entidad explotadora, pero debería elaborarse de conformidad con las recomendaciones y requisitos de garantía de calidad establecidos. En una publicación de la Colección Seguridad del OIEA sobre garantía de calidad [6] y especialmente en la Guía de Seguridad N° 50-SG-Q13 se ofrece orientación adecuada.

9.4. Se deberán nombrar personas que posean la competencia y experiencia apropiadas para redactar y verificar los procedimientos.

9.5. Se deberían utilizar técnicas que tomen en consideración los factores humanos, tales como las de análisis de tareas, para establecer PO seguros, fiables y eficaces en los cuales se tenga en cuenta la disposición horizontal de la sala de control, el diseño general de la central y las disposiciones relativas al personal así como la experiencia operacional de la central en cuestión.

9.6. Se debería disponer de orientaciones específicas acerca de la central en los siguientes aspectos:

- a) Definición clara de los factores restrictivos especificados en el estudio analítico de seguridad tecnológica y los LCO;
- b) Enlaces adecuados entre los procedimientos para evitar omisiones y duplicaciones, y especificación clara de las condiciones iniciales y finales;
- c) Presentación al operador de manera conforme a la buena práctica en materia de factores humanos, en particular claridad de objetivos, significado inequívoco, y uso, cuando sea adecuado, de gráficos de secuencia de operaciones, diagramas y otras ayudas para el operador;

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

- d) Necesidad de explicaciones escritas del fundamento del procedimiento, como ayuda al usuario y a las personas que modifiquen el procedimiento en el futuro;
- e) Proceso de verificación y aprobación que incluya una validación relativa a la central de que se trata o a una simulación lo más adecuada posible;
- f) Aplicación de procedimientos basados en sucesos y en síntomas para hacer frente a incidentes operacionales previstos y condiciones de accidente, incluida la aplicación de procedimientos fundados en síntomas para condiciones de accidente que sobrepasan la base de diseño.

9.7. Además, se debería especificar adecuadamente cuáles son los sensores, alarmas y dispositivos de accionamiento importantes, especialmente con respecto a los procedimientos post-incidente o post-accidente, de manera que se garantice el paso sin peligro a un estado de seguridad tecnológica adecuado. En el apéndice II se formulan más recomendaciones sobre el método para la elaboración de los PO.

10. CUMPLIMIENTO DE LOS LÍMITES Y CONDICIONES OPERACIONALES Y LOS PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN

10.1. La responsabilidad principal de garantizar el cumplimiento de los LCO incumbe a la dirección de la central. Para satisfacer esta responsabilidad, se deberían establecer los controles pertinentes conforme al Código de garantía de calidad y las guías de seguridad conexas del OIEA [6]. Un factor que contribuye en gran medida al cumplimiento de los LCO es la formulación de PO coherentes con esos LCO. Algunos de éstos pueden enunciarse directamente en los procedimientos u otros documentos, y en ese caso ello se debería indicar claramente en el documento de puesta en ejecución. En el caso de las centrales que tengan varias unidades, no deberían presentarse LCO para más de una unidad en un solo documento.

10.2. Con el fin de contribuir a garantizar el cumplimiento, todas las personas a las que incumbe responsabilidad en la aplicación de los LCO deberían tener siempre a su disposición un ejemplar de los LCO vigentes y estar capacitadas adecuadamente en su aplicación. Si es posible, los límites operacionales deberían estar indicados de manera legible en los instrumentos y pantallas

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

visualizadoras de manera que se facilite su cumplimiento. Asimismo, los PO vigentes deberían permanecer inmediatamente accesibles para el personal de la sala de control y otras personas que necesiten utilizarlos o consultarlos. El personal operador debería estar adecuadamente adiestrado para la aplicación de los procedimientos vigentes y se debería planificar y realizar un nuevo adiestramiento apropiado cuando se modifiquen los LCO y los PO.

10.3. Si se diera el caso de que no se esté cumpliendo un LCO o no se pueda aplicar un procedimiento, ello debería notificarse y analizarse las causas. Esto puede originar la modificación de un LCO o de un procedimiento de conformidad con las directrices establecidas que permitan realizar cambios de manera controlada y aprobada, conforme estipule el órgano regulador. También es preciso analizar y examinar la necesidad de modificaciones de los LCO y/o de los PO en función de los resultados de las pruebas habituales o de puesta en servicio.

10.4. Cuando se modifiquen los LCO o los PO, deberían aplicarse métodos de gestión de la configuración para asegurarse de que los demás documentos continúan siendo coherentes con esos procedimientos, una vez modificados. En particular, debería existir un mecanismo de rastreo desde el análisis de seguridad tecnológica, pasando por los LCO y hasta llegar a los procedimientos de ejecución, con objeto de facilitar el control de la configuración y evitar la supresión o retención fortuita de un LCO o su aplicación fortuita. Véase también la Guía de Seguridad del OIEA N° 50-SG-Q2 sobre garantía de calidad [6].

10.5. Deberían existir límites y condiciones sobre la dotación de personal, en especial en la sala de control (apéndice I). Los PO deberían concebirse para su aplicación por el personal disponible, atendiendo tanto al número de personas como a sus cualificaciones. Los PO deberían especificar claramente quién es el responsable de su aplicación. Cuando sea necesaria una comunicación oral, ésta debería realizarse en conformidad con protocolos aprobados.

10.6. Se deberían establecer y conservar registros sobre el funcionamiento de la central y las demostraciones del cumplimiento de los LCO y los PO en conformidad con la Guía de Seguridad del OIEA N° 50-SG-Q3 sobre garantía de calidad [6]. Las notificaciones de incumplimiento se deberían investigar para asegurarse de la adopción de medidas correctoras y contribuir a evitar incumplimientos en el futuro. A continuación se relacionan los documentos y registros típicos que guardan relación con esta Guía de Seguridad:

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

- a) Los registros operacionales sobre los períodos correspondientes a cada nivel de potencia, incluida la parada;
- b) Los registros relativos al programa de vigilancia;
- c) Los registros acerca del inventario de combustible (nuevo y usado), las transferencias de combustible, el historial de quemado del combustible y la verificación del núcleo;
- d) Los registros acerca de las emisiones de materiales radiactivos gaseosos y líquidos al medio ambiente, y acerca de los desechos radiactivos sólidos y líquidos acumulados en el emplazamiento;
- e) Los registros referentes a los ciclos de presión y ciclos de temperatura en los componentes del sistema de transferencia primaria de calor;
- f) Los registros acerca de los exámenes de las modificaciones realizadas en los PO o el equipo de la central relacionados con los LCO, o acerca de los exámenes de las modificaciones realizadas en los LCO;
- g) Los registros acerca de las auditorías, sus constataciones y acciones correctoras;
- h) Las notificaciones de desviaciones respecto de los LCO o de los procedimientos;
- i) Las notificaciones de errores humanos o fallos de los componentes de los sistemas de seguridad que hayan afectado al cumplimiento de los LCO;
- j) Las instrucciones de operación especiales o temporales para casos de desviación respecto del funcionamiento normal, sucesos anormales y exigencias experimentales;
- k) Los procedimientos administrativos para la elaboración y autorización de los PO, incluidos los de carácter especial y temporal.

10.7. Se debería prestar atención específica a la configuración de la documentación mencionada en el párrafo 10.6, de manera que los registros importantes para la fase de clausura puedan ser identificados y recuperados rápidamente cuando sea necesario. En la Ref. [7] figura orientación sobre la clausura. Véase también la guía de seguridad del OIEA N° 50-SG-Q14 sobre garantía de calidad [6].

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

Apéndice I

SELECCIÓN DE LOS LÍMITES Y CONDICIONES DE FUNCIONAMIENTO NORMAL

CONTROL DE LA REACTIVIDAD

Requisitos de reactividad negativa

I.1. La reactividad negativa mínima de los dispositivos de control de la reactividad disponibles para su inserción debería ser tal que el grado de subcriticidad dado por supuesto en el estudio analítico de seguridad tecnológica pueda alcanzarse inmediatamente después de la parada a partir de cualquier estado operacional y en todas las condiciones de accidente que interese considerar.

I.2. La reactividad negativa necesaria se debería especificar en relación con la información disponible para el operador del reactor, por ejemplo las posiciones de las barras de control, la concentración del veneno líquido o los factores de multiplicación neutrónica.

I.3. Para mantener el grado especificado de subcriticidad durante un período de tiempo indefinido después de la parada pueden utilizarse las medidas adicionales previstas en el diseño, tales como el uso de agua borada u otros venenos, si no es posible compensar la temperatura, la concentración de xenón u otros efectos transitorios de reactividad con los dispositivos normales de control de la misma.

Coefficientes de reactividad

I.4. Cuando en el estudio analítico de seguridad tecnológica se considere necesario, deberían especificarse los límites de los coeficientes de reactividad para diferentes situaciones del reactor, con el fin de garantizar que las hipótesis adoptadas en los análisis de accidentes y de transitorios permanezcan válidas a lo largo de cada ciclo de carga del combustible.

Tasa de inserción de reactividad positiva

I.5. Se deberían especificar los límites relativos a la tasa de inserción de reactividad positiva. Su cumplimiento debería asegurarse por medio de la

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

lógica del sistema de reactividad o por el establecimiento de limitaciones especiales que el personal operador haya de obedecer, a fin de evitar condiciones de accidente relacionadas con la reactividad que pudieran dar lugar a temperaturas excesivas del combustible.

Monitorización del flujo de neutrones en el núcleo del reactor

I.6. Se deberían estipular las necesidades de instrumentación para monitorizar adecuadamente el flujo de neutrones a los distintos niveles de potencia del reactor, incluidas las situaciones de puesta en marcha y parada. Ello puede comprender estipulaciones sobre el uso de fuentes de neutrones para proporcionar el nivel mínimo de flujo necesario, y sobre la sensibilidad de los detectores de neutrones.

Dispositivos de control de la reactividad

I.7. Deberían estipularse, para los diversos modos de funcionamiento normal, los requisitos de operabilidad de los dispositivos de control de la reactividad, incluidos los requisitos sobre redundancia o diversidad prescritos en el estudio analítico de seguridad, y sobre sus indicadores de posición. Estos requisitos de operabilidad deberían definir específicamente la secuencia adecuada y los tiempos de activación y de inserción de los dispositivos de control de la reactividad. Los tiempos de funcionamiento de estos dispositivos deberían ser coherentes con las hipótesis de diseño, o incluso más conservadores.

Diferencias de reactividad

I.8. Se deberían estipular los límites referentes a las diferencias admisibles de reactividad entre configuraciones críticas previstas y reales de los dispositivos de control de la reactividad, y debería verificarse la conformidad en la fase de criticidad inicial después de cada recarga importante y a intervalos especificados. En caso de diferencias significativas deberían evaluarse las causas y tomarse las medidas correctoras necesarias.

Sistemas de veneno líquido

I.9. Se deberían establecer los límites relativos a concentración, almacenamiento y temperatura que afecten a la solubilidad en todos los sistemas de veneno líquido, y especificar las medidas apropiadas para garantizar la detección y corrección de las desviaciones respecto de estos límites. Deberían estipularse los requisitos de operabilidad que aseguren la

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

activación y el funcionamiento adecuados de los sistemas, y definirse los tiempos de activación y de inyección.

Núcleo

I.10. Después de toda alteración en el núcleo debería confirmarse y verificarse la situación del combustible y de los componentes intranucleares, en conformidad con procedimientos escritos, para asegurarse de que cada elemento está en su posición correcta.

Prevención de la dilución del boro

I.11. En los reactores de agua ligera, debería prestarse particular atención a minimizar la posibilidad de un fenómeno de dilución del boro durante las operaciones de parada. Deberían estipularse los límites y condiciones relativos a la concentración del boro, la vigilancia del flujo de neutrones en el intervalo de la fuente, el aislamiento de las fuentes de agua no borada y los sistemas de borado de emergencia.

SISTEMA DE PROTECCIÓN DEL REACTOR E INSTRUMENTACIÓN

Sistema de protección del reactor e instrumentación de otros sistemas de seguridad tecnológica

I.12. Se deberían establecer los requisitos de operabilidad relativos al sistema de protección del reactor y la instrumentación y la lógica de los demás sistemas de seguridad, así como los límites de los tiempos de respuesta y la deriva y exactitud de los instrumentos, cuando proceda. También se deberían especificar los enclavamientos prescritos en el estudio analítico de seguridad y estipular los requisitos pertinentes de operabilidad.

Instrumentación y control remoto de parada

I.13. Cuando el diseño de la central prevea instrumentación y control remoto de parada en caso de posible pérdida de habitabilidad de la sala de control principal, deberían estipularse los requisitos de operabilidad relativos a los parámetros esenciales (tales como temperatura, presión, caudal de refrigerante y flujo de neutrones), de manera que sea posible parar la central y mantenerla en condiciones de seguridad desde un lugar o lugares fuera de la sala de control principal.

REFRIGERACIÓN DEL NÚCLEO

Temperatura del sistema de refrigeración del reactor

I.14. Se deberían establecer los límites de temperatura (máxima o mínima) del refrigerante y de la tasa de variación de la misma, en los distintos modos de funcionamiento normal, con el fin de garantizar que no se sobrepasen los límites especificados de seguridad tecnológica de los parámetros del núcleo, y que las temperaturas que afectan a la integridad del sistema de refrigeración se mantengan dentro de confines apropiados.

Presión del sistema de refrigeración del reactor

I.15. Se deberían estipular los límites de la presión admisible del sistema de refrigeración del reactor para los distintos modos de funcionamiento normal. En algunos casos, por ejemplo atendiendo a las limitaciones resultantes de las propiedades de los materiales, estos límites operacionales se deberían especificar conjuntamente con otros parámetros tales como la temperatura o el caudal de refrigerante. En estos casos, las relaciones deberían estipularse claramente, proporcionando los gráficos o técnicas de cálculo necesarios para asegurarse de que no se sobrepasen las condiciones admisibles. De la misma manera, deberían prescribirse requisitos especiales cuando proceda. Los límites deberían seleccionarse de manera que las condiciones iniciales postuladas en los diversos análisis de accidentes no se sobrepasen y se mantenga la integridad del sistema primario de refrigeración.

Potencia del reactor

I.16. Deberían establecerse y definirse en el estudio analítico de seguridad de límites de la potencia total del reactor, con el fin de garantizar que no se sobrepase la capacidad de los sistemas de refrigeración del núcleo.

Distribución de la potencia del reactor

I.17. Debería definirse la lógica especial de control de la reactividad, o de las configuraciones de barras de control y/o absorbentes, juntamente con los valores de reactividad de las barras de control, cuando sea necesario, con el fin de garantizar que se respeten las limitaciones especificadas para las diferencias admisibles de flujo neutrónico, factores de punta de potencia y distribuciones de potencia en los diversos modos de funcionamiento normal. El control adecuado de las distribuciones del flujo neutrónico debería ser garantía de que

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

no se sobrepasen los límites de temperatura del combustible y flujo calórico ni las condiciones iniciales postuladas en los análisis de accidentes. Si se considera apropiado, se deberían especificar los métodos de cálculo o técnicas de medición adecuados para que el operador pueda confirmar la conformidad.

Calidad química del refrigerante del reactor

I.18. Además de las limitaciones mencionadas de la presión y la temperatura, se deberían estipular los límites relativos a la calidad química del refrigerante del reactor; por ejemplo, en los reactores refrigerados por agua son importantes la conductividad, el valor del pH, el contenido de oxígeno y los niveles de impurezas tales como cloro y flúor.

Válvulas de seguridad y/o de alivio

I.19. Se deberían estipular los requisitos de operabilidad de las válvulas de seguridad y/o de alivio que sean necesarias para el sistema de refrigeración del reactor. En las centrales de agua en ebullición de ciclo directo este sistema incluye las válvulas de alivio del sistema de vapor y las válvulas de seguridad. Deberían especificarse los puntos de tarado de presión de las válvulas. La selección de estos valores debería ser tal que se mantenga la integridad del sistema en todos los estados operacionales, incluido el funcionamiento a bajas temperaturas.

Sistema del moderador y del gas de cobertura

I.20. Se deberían estipular los límites adecuados relativos a la temperatura, la calidad química y los niveles de contaminantes del moderador. También se deberían especificar los límites referentes a las concentraciones admisibles de mezclas explosivas de gases en el gas de cobertura. A este respecto, deberían estipularse los requisitos de operabilidad del equipo de monitorización de procesos en línea.

Generadores de vapor

I.21. Se deberían especificar los requisitos de operabilidad, coherentes con los prescritos en el estudio analítico de seguridad, de los generadores de vapor. Estos requisitos deberían incluir las estipulaciones de operabilidad de los sistemas de agua de alimentación de emergencia y de las válvulas de seguridad y válvulas de aislamiento del sistema de vapor, así como los requisitos

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

referentes a calidad satisfactoria del agua y a las limitaciones especificadas sobre el nivel de agua y la capacidad mínima de intercambio de calor.

Fugas del sistema de refrigeración del reactor

I.22. Los límites de fuga deberían ser tales que el inventario de refrigerante pueda mantenerse con los sistemas normales de aportación y que la integridad del sistema se preserve en el grado postulado en el estudio analítico de seguridad tecnológica. Se deberían especificar las fugas máximas en los componentes concretos importantes para la seguridad, en consonancia con su función en ese aspecto. Al establecer los límites de fuga, se deberían tener en cuenta los límites admisibles de contaminación del medio ambiente o de los sistemas secundarios causada por los fluidos fugados. Deberían especificarse los requisitos de operabilidad relativos a la detección de fugas del refrigerante del reactor o a los sistemas de medición de las mismas. En general, las fugas deberían clasificarse en identificadas (por ejemplo, las que van a los sistemas de recogida como los de los sellos de las bombas, a la atmósfera de la contención o se producen en el generador de vapor, las cuales deberían medirse para no enmascarar las fugas no identificadas), y no identificadas.

Radiactividad del refrigerante del reactor

I.23. Se deberían estipular los límites de actividad específica admisible del refrigerante del reactor, con el fin de asegurar la protección del personal y del medio ambiente, así como de contar con una medida de la integridad del combustible, conforme a las consideraciones del estudio analítico de seguridad. Si se recurre a mediciones en línea de la actividad del refrigerante para monitorizar la integridad de las vainas del combustible durante el funcionamiento, deberían especificarse los requisitos mínimos de detección y, en su caso, determinación del combustible dañado o sospechoso de estarlo.

Sumidero final de calor

I.24. El sumidero final de calor es normalmente el río, lago o mar del que se toma el agua de refrigeración de los equipos y los condensadores. En algunos casos se usan también torres de enfriamiento húmedas o secas. Se deberían especificar las limitaciones de los niveles de potencia que sean adecuadas para la capacidad de estos sumideros de calor.

Eliminación del calor residual en la parada

I.25. Las operaciones en situación de parada pueden originar una restricción de la capacidad de los sistemas de refrigeración del reactor. Se deberían estipular los límites de los niveles de calor residual apropiados para el comienzo de ciertas operaciones, tales como reducir los niveles del refrigerante o abrir el sistema de refrigeración del reactor y las barreras de contención. Deberían especificarse los límites y condiciones adicionales relativos a la determinación de los sistemas de refrigeración que sea necesario mantener operables en cualquier situación de parada. En los reactores de agua ligera debería prestarse atención particular al control y monitorización de los niveles de agua durante las operaciones de parada, a fin de impedir la pérdida de los sistemas de eliminación del calor de decaimiento. Deberían estipularse los límites y condiciones aplicables a los niveles admisibles y la instrumentación operable necesaria.

Sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo

I.26. Se deberían estipular los requisitos de operabilidad de los distintos sistemas usados para la refrigeración de emergencia del núcleo. Estos requisitos deberían referirse en particular a: la operabilidad de los equipos y las condiciones ambientales, la idoneidad de la inyección y la circulación del refrigerante, la integridad de los sistemas de tuberías y las limitaciones que se especifiquen para las cantidades mínimas de fluidos presentes en todos los sistemas de los que dependa la refrigeración de emergencia del núcleo. Estos requisitos de operabilidad deberían referirse a todas las medidas necesarias para hacer frente a los accidentes de importancia considerados en el estudio analítico de seguridad. En particular, para garantizar la disponibilidad ininterrumpida de estos sistemas, deberían estipularse también los requisitos de operabilidad de los sistemas de alimentación eléctrica de emergencia y otros sistemas auxiliares, tales como los circuitos de calentamiento usados para impedir la congelación de soluciones, así como de los sistemas de refrigeración y de ventilación de los equipos. Debería también considerarse y especificarse la capacidad de funcionamiento de estos sistemas de emergencia durante largo tiempo después de ocurrir un accidente importante, para asegurarse de que cualquier emisión de sustancias radiactivas al medio ambiente es inferior a los límites aceptables.

SISTEMAS DE CONTENCIÓN

I.27. Se deberían estipular los requisitos de operabilidad de los sistemas de contención, incluso los relativos a las situaciones de la central para las cuales no sea precisa la integridad de la contención. Deberían especificarse las tasas admisibles de fuga, y estipularse la operabilidad y el estado de los siguientes elementos: válvulas de aislamiento; válvulas reguladoras de vacío; dispositivos de accionamiento; sistemas de filtración, refrigeración, aspersión y rociado; sistemas de control y análisis de gases combustibles; sistemas de venteo y purga; instrumentación conexa. Los LCO especificados deberían ser tales que las emisiones de materiales radiactivos del sistema de contención queden restringidas a las vías y tasas de fuga previstas en los análisis de accidentes. Deberían especificarse las precauciones relativas al control de accesos requeridas para asegurarse de que no sufra deterioro la efectividad del sistema de contención.

OTROS SISTEMAS

Sistemas de ventilación

I.28. En su caso, deberían establecerse los límites apropiados de operabilidad de los sistemas de ventilación cuando se hayan previsto tales sistemas para mantener el control de aerosoles radiactivos en el marco de los límites especificados en apoyo de un sistema de seguridad tecnológica.

Ventilación de la contención secundaria

I.29. Si se ha previsto una contención secundaria, ésta se debería ventilar y mantener a una presión absoluta apropiada, conforme a lo prescrito en el estudio analítico de seguridad, para garantizar que cualquier fuga directa posible se mantenga por debajo del valor supuesto en el análisis. Los límites apropiados deberían expresarse en forma de presiones o tasas de fuga.

Sistemas de servicio

I.30. El funcionamiento fiable de muchos sistemas de seguridad tecnológica depende del funcionamiento de los sistemas de servicio, tales como los de aire comprimido o los de agua para servicios. Se debería tener en cuenta la necesidad de fijar los límites y condiciones relativos a estos sistemas de servicio si pueden tener un efecto importante en la seguridad tecnológica de la central.

Sistemas de suministro eléctrico y otras fuentes de energía

I.31. Se deberían estipular los requisitos de disponibilidad de las fuentes de energía eléctrica en todos los estados operacionales. Estas fuentes incluyen: las exteriores al emplazamiento; los generadores situados en el emplazamiento (grupos diesel y turbinas de gas, incluso sus reservas de combustible); los acumuladores y controles asociados; los dispositivos de protección, distribución y conmutación. Los requisitos de operabilidad deberían ser tales que aseguren la disponibilidad de energía eléctrica suficiente a fin de alimentar todos los equipos relacionados con la seguridad tecnológica necesarios para una parada segura de la central y la mitigación y control de condiciones de accidente. Los requisitos de operabilidad deberían especificar la potencia necesaria, la redundancia de las líneas de suministro, las demoras máximas admisibles y la duración necesaria del suministro de energía eléctrica de emergencia. Se deberían estipular los requisitos equivalentes relativos a otras fuentes de energía (por ejemplo, para el sistema de aire comprimido). Debería prestarse una atención especial a garantizar que el suministro eléctrico sea suficiente durante las operaciones de parada, cuando muchos sistemas y componentes estén fuera de servicio para su mantenimiento.

Monitores sísmicos

I.32. En su caso, deberían estipularse los requisitos de operabilidad relativos a la instrumentación de monitorización sísmica. Los puntos de tarado para las alarmas o para cualquier acción correctora deberían establecerse en congruencia con el análisis de seguridad tecnológica. El número de dispositivos estipulado debería ser suficiente para garantizar que las acciones automáticas necesarias se inicien cuando se alcancen los límites especificados.

Movimiento de objetos pesados

I.33. Se deberían especificar los límites y condiciones adecuados para impedir el movimiento de objetos pesados sobre las zonas, o en sus inmediaciones, donde estén situados sistemas o componentes relacionados con la seguridad tecnológica que pudieran sufrir daños como resultado de un manejo incorrecto o un fallo del equipo de elevación. Es probable que tales límites y condiciones varíen con el modo de funcionamiento.

Manipulación del combustible

I.34. Los requisitos operacionales relativos a la manipulación del combustible y los elementos absorbentes deberían incluir los límites de la cantidad de combustible que se puede manipular de una vez y, si es necesario, de la temperatura y tiempo de decaimiento del combustible irradiado. Se deberían estipular, en su caso, los requisitos de operabilidad del equipo de manipulación del combustible. Se debería prever la monitorización de la reactividad del núcleo durante las operaciones de carga inicial o recarga, para asegurar el cumplimiento de los requisitos de reactividad. Deberían especificarse la instrumentación y los procedimientos requeridos para esta monitorización. Para asegurarse de que durante el movimiento del combustible no se efectuarán operaciones que pudieran dar lugar a transitorios nucleares o riesgos de radiación, se deberían estipular los requisitos adecuados de comunicación entre el personal encargado de la manipulación del combustible y el personal operador en la sala de control.

Almacenamiento del combustible irradiado

I.35. Se deberían estipular las condiciones de almacenamiento del combustible irradiado, en particular las referentes a: la capacidad mínima del sistema de enfriamiento del combustible gastado y el nivel mínimo del agua sobre el combustible; la prohibición de colocarlo en cualquier posición distinta de la designada para el combustible irradiado; la capacidad mínima de reserva para el almacenamiento; y los márgenes de reactividad apropiados para impedir la criticidad en la zona de almacenamiento. Debería especificarse también lo necesario para una monitorización adecuada de la radiación en la zona de almacenamiento del combustible irradiado.

Almacenamiento del combustible nuevo

I.36. Deberían definirse los criterios de almacenamiento del combustible nuevo. Debería estipularse también toda medida especial necesaria para impedir la criticidad del combustible nuevo durante su manipulación o almacenamiento. Cuando se requiera, debería verificarse también el enriquecimiento del combustible antes de introducirlo en el núcleo.

Instrumentación de monitorización de la radiación

I.37. Se deberían especificar los requisitos de operabilidad de la instrumentación para monitorizar la radiación, incluso la de los efluentes. Estos

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

requisitos deberían ser tales que quede asegurada la debida monitorización de las zonas y vías de emisión apropiadas, en conformidad con los requisitos de protección radiológica y las prescripciones del órgano regulador, así como la activación de una alarma o el inicio de una acción adecuada si se sobrepasa el límite prescrito de radiación o de radiactividad.

Dotación de personal

I.38. Se debería especificar el personal de la central que ha de estar de servicio durante los distintos estados operacionales; este personal deberá ser suficiente para aplicar los procedimientos de emergencia necesarios. Debería estipularse el personal mínimo requerido para la sala de control, incluidas las cualificaciones necesarias para sus cometidos.

Sistemas de protección contra incendios

I.39. Se deberían especificar los requisitos relativos a la disponibilidad de sistemas de protección contra incendios para todos los estados operacionales.

Apéndice II

ELABORACIÓN DE LOS PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES (ESQUEMA)

II.1. Los procedimientos operacionales de la central pueden elaborarse según las directrices indicadas en la figura II.1, respetando los principios de garantía de calidad.

II.2. La redacción de los procedimientos operacionales (casilla 1) debería normalmente estar a cargo del grupo de operación. Los principales documentos usados como referencia deberían incluir:

- a) Los documentos en que figuren las hipótesis y los objetivos de diseño;
- b) La documentación aportada por los contratistas que proporcione orientación sobre el funcionamiento de los sistemas y componentes;
- c) La documentación de puesta en servicio (ver la Guía de Seguridad del OIEA titulada “Commissioning Procedures for Nuclear Power Plants” [5]);
- d) Documentos en que figuren los procedimientos relativos a otras centrales del mismo o parecido tipo.

El grupo de operación deberá cerciorarse en todo caso de que los procedimientos son congruentes con los estudios analíticos de seguridad tecnológica, los LCO y los demás requisitos reglamentarios, así como con las normas prescritas por la entidad explotadora en el manual de la central.

II.3. El examen del primer borrador de los PO y, en particular, de los aspectos de seguridad tecnológica (casilla 2), lo debería ejecutar una persona adecuadamente cualificada, cuya competencia sea por lo menos igual a la del redactor del documento. El encargado de este examen debería comprobar que en el borrador se estipula taxativamente que todos los dispositivos de la central y aspectos de su funcionamiento que se consideren fundamentales en los análisis de seguridad tecnológica han de ser operables o cumplirse correctamente. En el examen se deberían tener también en cuenta los aspectos formales y de redacción del documento.

II.4. Se deberían solicitar al personal de operación comentarios sobre el borrador, y también, en su caso, al diseñador y al constructor (casillas 3 y 3(a)).

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

II.5. Una vez autorizado por el jefe de operaciones (casilla 4), el procedimiento se debería validar tratando de aplicarlo primero cuando se inicie el funcionamiento real de cada sistema o, si es necesario, durante un funcionamiento simulado (casilla 5). Esta validación la debería ejecutar, si es posible, personal distinto de los responsables de la redacción y examen del borrador. En los casos en que sólo se haya llevado a cabo un funcionamiento simulado, el procedimiento debería validarse finalmente mediante el funcionamiento real del sistema, tan pronto como sea posible.

II.6. Si la prueba de validación es satisfactoria, el borrador se debería presentar al director de la central con la recomendación de que se apruebe y se difunda. Si el borrador no es satisfactorio, debería devolverse al redactor con las propuestas de modificación (casilla 4(a)).

II.7. Los procedimientos se deberían aprobar y difundir después de que se haya confirmado que no se consideran necesarias más modificaciones (casilla 6). Los procedimientos se deberían introducir entonces en el sistema de documentación e incluirse en el manual de la central, y se deberían tratar conforme a los principios de garantía de calidad (casilla 7).

II.8. Todos los procedimientos que se hayan aprobado se deberían distribuir de conformidad con normas administrativas escritas, y poner a disposición para su uso en la sala de control (casillas 8 y 9).

II.9. Se deberían efectuar nuevos exámenes a intervalos prefijados (normalmente uno o dos años), o cuando sea necesario a la vista de la experiencia operacional (casilla 10).

II.10. Toda modificación de los procedimientos como consecuencia de los exámenes mencionados debería hacerse siguiendo los mismos pasos que para el primer documento.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

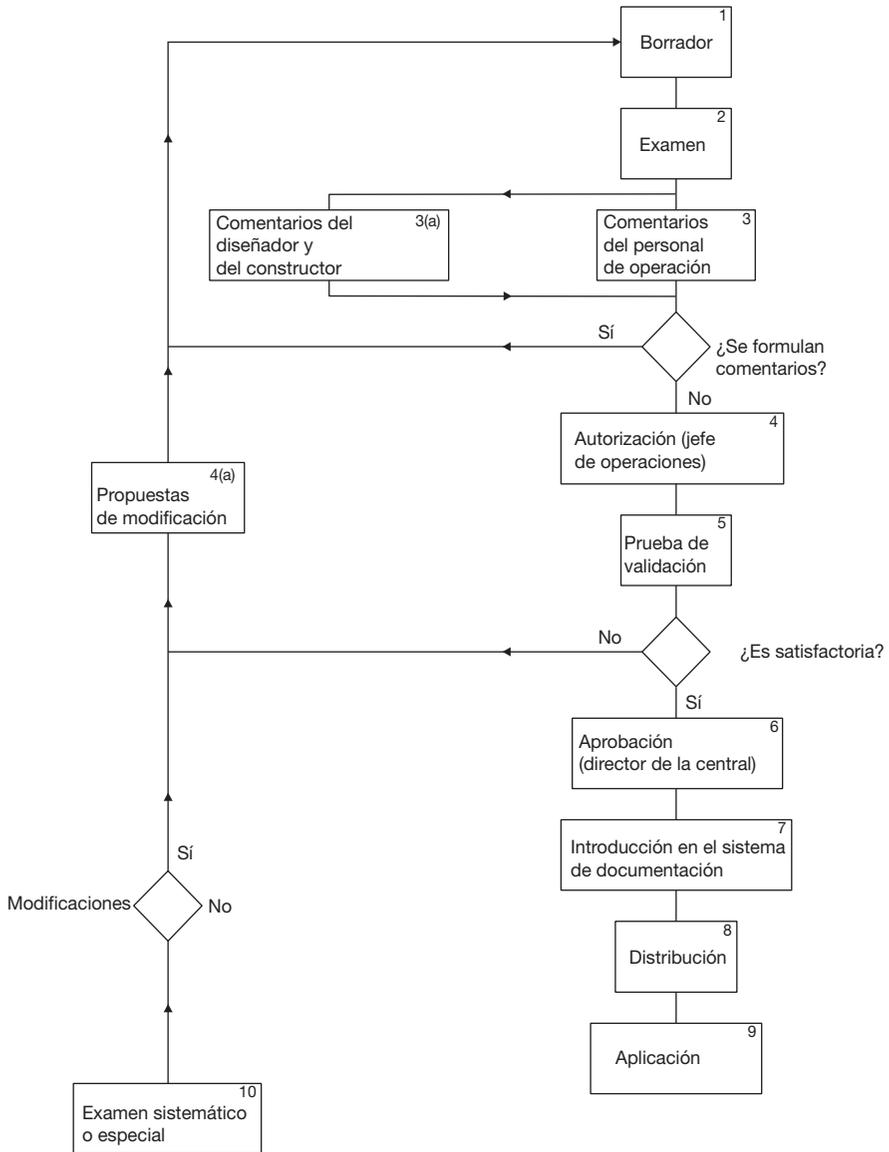


FIG. II.1. Diagrama de secuencia de actividades para la elaboración de los procedimientos operacionales

REFERENCIAS

- [1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las centrales nucleares: explotación, Colección de Normas de Seguridad N° NS-R-2, OIEA, Viena (2004).
- [2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Mantenimiento de centrales nucleares, Colección Seguridad N° 50-SG-O7, OIEA, Viena (1991)
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Vigilancia de elementos de importancia para la seguridad de centrales nucleares, Colección Seguridad N° 50-SG-O8, OIEA, Viena (1991).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Seguridad de las instalaciones nucleares, Colección Seguridad N° 110, OIEA, Viena (1993).
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Commissioning Procedures for Nuclear Power Plants, Colección Seguridad N° 50-SG-O4, OIEA, Viena (1980).
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Colección Seguridad N° 50-C/SG-Q, OIEA, Viena (1996).
- [7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Colección de Normas de Seguridad, N° WS-G-2.1, OIEA, Viena, (1999).

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

Anexo

EJEMPLO PARA EXPLICAR ALGUNOS DE LOS TÉRMINOS EMPLEADOS

INTRODUCCIÓN

A.1. La figura A-1 explica e ilustra la relación entre un límite de seguridad tecnológica, un punto de tarado de sistema de seguridad tecnológica y un límite operacional.

A.2. Para mayor claridad, el ejemplo que se da en la figura ilustra solamente el caso en el cual el parámetro crítico que interesa es la temperatura de las vainas del combustible.

A.3. A los efectos de la figura A-1 se supone que en el estudio analítico de seguridad tecnológica se ha establecido una correlación entre un parámetro monitorizado (en este caso, la temperatura del refrigerante) y la temperatura máxima de las vainas del combustible, para la cual se ha fijado un límite de seguridad. El análisis de seguridad tecnológica mostraría que la activación del sistema de seguridad por la temperatura monitorizada del refrigerante al alcanzar ésta el punto de tarado del sistema de seguridad debería impedir que la temperatura de las vainas del combustible llegara al límite de la seguridad fijado por encima del cual podrían producirse escapes de cantidades significativas de material radiactivo del combustible.

INTERVALO DE FUNCIONAMIENTO EN ESTADO ESTACIONARIO

A.4. El sistema de control o el operador, de conformidad con los PO, debería mantener el parámetro monitorizado en el marco del intervalo de estado estacionario.

REBASE DEL PUNTO DE TARADO DE ALARMA (CURVA N° 1)

A.5. Es posible que los parámetros monitorizados rebasen el intervalo de estado estacionario como resultado de variaciones de la carga o desequilibrio

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

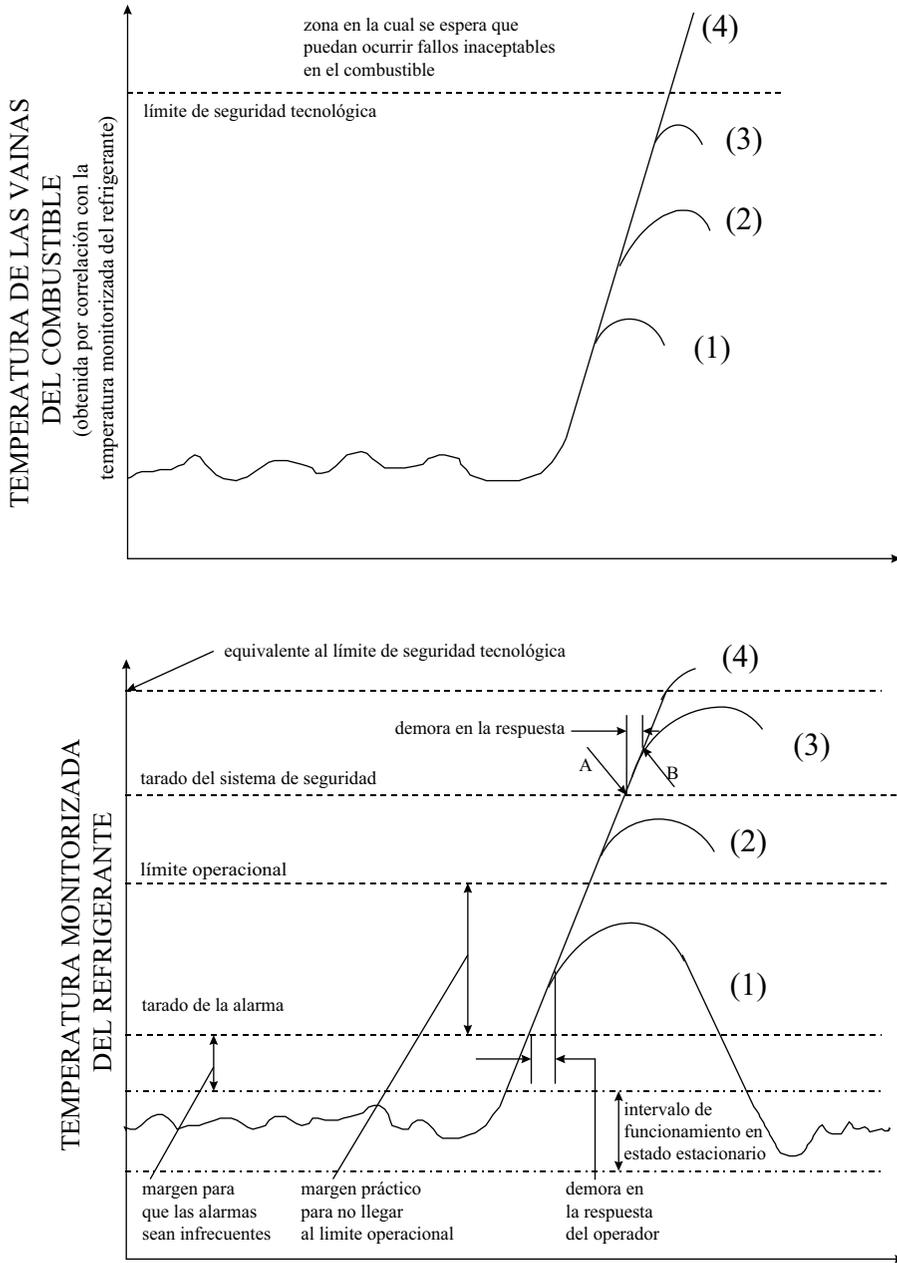


FIG. A-1. Relación entre un límite de seguridad, un punto de tarado del sistema de seguridad y un límite operacional

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

del sistema de control, por ejemplo. Si la subida de temperatura llega a un punto de tarado de alarma, el operador será alertado y actuará para complementar los sistemas automáticos y reducir la temperatura a los valores de estado estacionario, sin permitir que llegue al límite operacional de funcionamiento normal. Se debería tener en cuenta la demora en la respuesta del operador.

REBASE DE UN LÍMITE OPERACIONAL (CURVA N° 2)

A.6. Los límites de funcionamiento normal pueden fijarse en cualquier valor comprendido entre el intervalo de funcionamiento en estado estacionario y el tarado de actuación del sistema de seguridad tecnológica, sobre la base de los resultados del estudio analítico de seguridad tecnológica. Es normal prever márgenes entre los puntos de tarado de alarma y los límites operacionales, con el fin de compensar las fluctuaciones propias del funcionamiento normal. También puede establecerse un margen entre el límite operacional y el tarado del sistema de seguridad para que el operador pueda actuar y controlar un transitorio sin activar dicho sistema. Si se llega al límite operacional y el operador es capaz de tomar medidas correctoras para impedir que se alcance el punto de tarado del citado sistema, el transitorio adoptará la forma de la curva 2.

REBASE DEL PUNTO DE TARADO DEL SISTEMA DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA (CURVA N° 3)

A.7. En caso de funcionamiento defectuoso del sistema de control, o de error del operador, o por otras razones, el parámetro monitorizado podría llegar al punto de tarado del sistema de seguridad en el punto A, con el resultado de que se active tal sistema. La acción correctora correspondiente sólo tiene efecto en el punto B, a causa de las demoras inherentes a la instrumentación y al equipo del sistema de seguridad. La respuesta debería ser suficiente para impedir que se llegue al límite de seguridad tecnológica, aunque no puede excluirse algún deterioro local del combustible.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

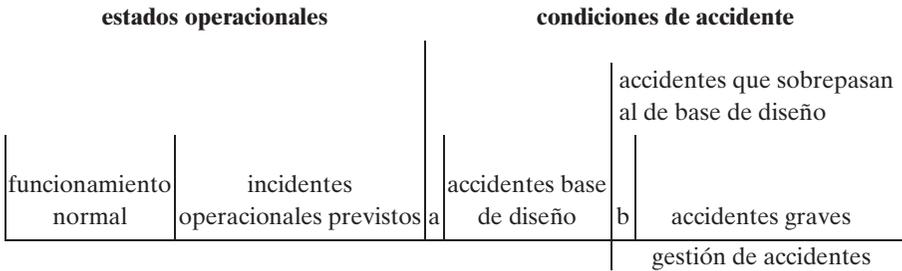
REBASE DEL LÍMITE DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA (CURVA N° 4)

A.8. En el caso de un fallo que exceda del más grave que el diseño prevea puede afrontar la central, o de un fallo o fallos múltiples de un sistema de seguridad, sería posible que la temperatura de las vainas excediese el valor del límite de seguridad tecnológica, y que por tanto, se emitieran cantidades significativas de material radiactivo. Otros parámetros pueden activar sistemas adicionales de seguridad que pongan en funcionamiento otros dispositivos protectores para mitigar las consecuencias, y pueden activarse las medidas de gestión de accidentes.

GLOSARIO

entidad explotadora/explotador. Organización que solicita la autorización o que está autorizada para explotar una central nuclear, y que es responsable de su seguridad tecnológica.

estados de la central



a: Condiciones de accidente que no se consideran explícitamente como accidentes base de diseño pero que están incluidas en ellos.

b: Accidentes que sobrepasan a los de base de diseño, pero que no provocan una degradación importante del núcleo.

accidente base de diseño. Condiciones de accidente para hacer frente a las cuales se ha diseñado una instalación nuclear, con arreglo a criterios de diseño establecidos, y en las cuales el deterioro del combustible y la emisión de material radiactivo se mantienen dentro de los límites autorizados.

accidente grave. Condiciones de accidente más graves que las de un accidente base de diseño y que ocasionan una degradación importante del núcleo.

condiciones de accidente. Alteraciones del funcionamiento normal que son más graves que los incidentes operacionales previstos e incluyen los accidentes base de diseño y los accidentes graves.

estados operacionales. Estados definidos como funcionamiento normal e incidentes operacionales previstos.

funcionamiento normal. Funcionamiento dentro de los límites y condiciones operacionales especificados.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

gestión de accidentes. Adopción de un conjunto de medidas durante la evolución de un accidente que sobrepasa la base de diseño a fin de:

- evitar que el suceso degenera en un accidente grave;
- atenuar las consecuencias de un accidente grave;
- lograr un estado seguro y estable duradero.

incidente operacional previsto. Proceso operacional que se desvía del funcionamiento normal, que se supone puede ocurrir al menos una vez durante la vida útil de funcionamiento de una instalación pero que, gracias a la adopción de medidas adecuadas en el diseño, no ocasiona daños significativos a los elementos importantes para la seguridad tecnológica ni origina condiciones de accidente.

límites de seguridad tecnológica. Límites de los parámetros operacionales en el marco de los cuales se ha demostrado que el funcionamiento de una central nuclear es seguro.

límites y condiciones operacionales. Conjunto de normas que establecen los límites de los parámetros, la capacidad funcional y los niveles de rendimiento del equipo y del personal aprobados por el órgano regulador para la explotación segura de una central nuclear.

puntos de tarado del sistema de seguridad tecnológica. Niveles a los que se accionan automáticamente los dispositivos protectores en caso de incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente, para evitar que se rebasen los límites de seguridad tecnológica.

sistema de seguridad tecnológica. Sistema importante para la seguridad, establecido para lograr la parada del reactor en condiciones de seguridad o la eliminación del calor residual del núcleo, o para limitar las consecuencias de los incidentes operacionales previstos y de los accidentes base de diseño.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

COLABORADORES PARA LA REDACCIÓN Y REVISIÓN

Brandejs, P.	State Office for Nuclear Safety, República Checa
Lange, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
McIntyre, P.	Central Nuclear de Berkeley, Reino Unido
Straub, G.	TÜV Energie und Systemtechnik GmbH, Alemania
Taylor, R.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Vaišnys, P.	Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

ORGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD

Comité Asesor sobre normas de seguridad nuclear

Alemania: Wendling, R.D., Sengewein, H., Krüger, W.; *Bélgica:* Govaerts, P. (Presidente); *Brasil:* da Silva, A.J.C.; *Canadá:* Wigfull, P.; *China:* Lei, Y., Zhao, Y.; *Estados Unidos de América:* Morris, B.M.; *Federación de Rusia:* Baklushin, R.P.; *Finlandia:* Salminen, P.; *Francia:* Saint Raymond, P.; *India:* Venkat Raj, V.; *Japón:* Tobioka, T.; *Países Bajos:* de Munk, P., Versteeg, J.; *Reino Unido:* Willby, C., Pape, R.P.; *República Checa:* Stuller, J.; *República de Corea:* Moon, P.S.H.; *Suecia:* Viktorsson, C., Jende, E.; *OIEA:* Lacey, D.J. (Coordinador); *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE:* Frescura, G., Royen, J.

Comisión Asesora sobre Normas de Seguridad

Alemania: Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; *Argentina:* Beninson, D.; *Australia:* Lokan, K., Burns, P.; *Canadá:* Bishop, A. (Presidente), Duncan, R.M.; *China:* Huang, Q., Zhao, C.; *España:* Alonso, A., Trueba, P.; *Estados Unidos de América:* Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.; *Francia:* Lacoste, A.-C., Asty, M.; *Japón:* Sumita, K., Sato, K.; *Reino Unido:* Williams, L.G., Harbison, S.A.; *República de Corea:* Lim, Y.K.; *República Eslovaca:* Lipár, M., Misák, J.; *Suecia:* Holm, L.-E.; *Suiza:* Prêtre, S.; *OIEA:* Karbassioun, A. (Coordinador); *Comisión Internacional de Protección Radiológica:* Valentin, J.; *Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE:* Frescura, G.

La publicación SSG-70 sustituye a la presente publicación.

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA
ISBN 978-92-0-313109-4
ISSN 1020-5837