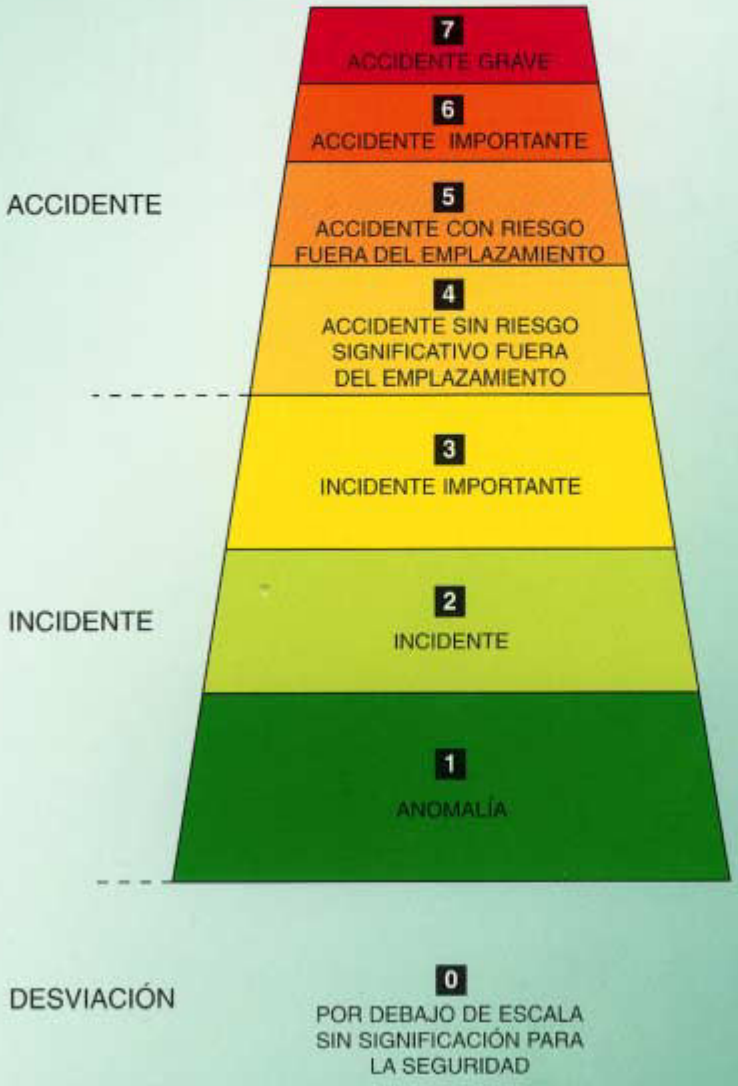
La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES)

Manual del Usuario

Edición de 2001



DOCUMENTO PREPARADO CONJUNTAMENTE POR EL OIEA Y LA AEN/OCDE

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

LA ESCALA INTERNACIONAL DE SUCESOS NUCLEARES (INES)
MANUAL DEL USUARIO

EDICIÓN DE 2001

Documento preparado conjuntamente por el OIEA y la AEN/OCDE

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

LA ESCALA INTERNACIONAL DE SUCESOS NUCLEARES (INES) MANUAL DEL USUARIO

EDICIÓN DE 2001

Documento preparado conjuntamente por
el OIEA y la AEN/OCDE

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2001

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

LA ESCALA INTERNACIONAL DE SUCESOS NUCLEARES (INES)
MANUAL DEL USUARIO
EDICIÓN DE 2001

OIEA, VIENA, 2001
IAEA-INES-2001

Impreso por el OIEA en Austria
Diciembre de 2001

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

PREFACIO

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) fue introducida en marzo de 1990 conjuntamente por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económicos (AEN/OCDE). Su principal propósito es facilitar la comunicación y el entendimiento entre la comunidad nuclear, los medios de información y el público sobre la importancia para la seguridad de los sucesos ocurridos en las instalaciones nucleares. La escala se perfeccionó en 1992 como fruto de la experiencia adquirida y se amplió para ser aplicable a cualquier suceso asociado con material radiactivo o radiaciones, incluyendo el transporte de sustancias radiactivas.

Esta edición del Manual del usuario de la INES incorpora la experiencia obtenida en la aplicación de la versión de 1992 de la escala y del documento "*Clarification of issues raised*". Como tal, sustituye esas dos publicaciones anteriores. No se enmiendan las bases técnicas del procedimiento de clasificación de la INES, pero se espera facilitar la tarea de quienes tienen que clasificar la significación de un suceso para la seguridad utilizando la escala INES.

La red de comunicación de la INES viene recibiendo y diseminando información de sucesos a los oficiales nacionales de la INES de 60 Estados Miembros en fomularios de clasificación de sucesos específicos que constituyen la información oficial sobre los sucesos, incluyendo la clasificación. El proceso de comunicación de la INES ha llevado a cada país participante a establecer una red nacional mediante la cual todos los sucesos se comunican y clasifican rápidamente, siempre que hayan de notificarse al exterior o en el interior del país.

El OIEA ofrece servicios de formación en el uso de la escala, previa petición.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

ÍNDICE

PARTE I. DESCRIPCIÓN RESUMIDA 1

I–1. INTRODUCCIÓN 1
- I–1.1. Antecedentes 1
- I–1.2. Descripción general de la escala 1
- I–1.3. Ámbito de la escala 3
- I–1.4. Uso de la escala 3
- I–1.5. Ejemplos de clasificación de sucesos nucleares 5
- I–1.6. Estructura del manual 6

PARTE II. PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN Y NOTIFICACIÓN DE SUCESOS AL OIEA 7

II–1. PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN 7

II–2. COMUNICACIÓN DE SUCESOS AL SERVICIO DE INFORMACIÓN DEL OIEA 7

PARTE III. IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO Y EN EL EMPLAZAMIENTO 18

III–1. IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO 18
- III–1.1. Descripción general 18
- III–1.2. Definición de niveles 19
- III–1.3. Cálculo de equivalencia radiológica y dosis 21

III–2. IMPACTO EN EL EMPLAZAMIENTO 22
- III–2.1. Descripción general 22
- III–2.2. Definición de niveles 23
- III–2.3. Cálculo de equivalencia radiológica 24

PARTE IV. IMPACTO SOBRE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD 26

IV–1. ANTECEDENTES 26

IV–2. PRINCIPIOS GENERALES PARA LA CLASIFICACIÓN DE SUCESOS 27

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

IV–3. ORIENTACIÓN DETALLADA PARA LA CLASIFICACIÓN DE SUCESOS 29
IV–3.1. Determinación de las máximas consecuencias potenciales . . 29
IV–3.2. Determinación de la clasificación básica teniendo en cuenta la eficacia de las disposiciones de seguridad 30
IV–3.3. Consideración de factores adicionales 41

IV–4. DEFINICIONES 43

PARTE V. EJEMPLOS ILUSTRATIVOS DE LAS ORIENTACIONES SOBRE CLASIFICACIÓN ATENDIENDO A LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD . . 46

V–1. ORIENTACIONES SOBRE EL EMPLEO DEL "MÉTODO DE CAPAS" PARA TIPOS ESPECÍFICOS DE SUCESOS 46
V–1.1. Control de la criticidad 46
V–1.2. Pérdida o remoción de fuentes radiactivas 47
V–1.3. Liberación/dispersión no autorizada de contaminación 47
V–1.4. Control de dosis 48
V–1.5. Enclavamiento de puertas de recintos blindados 48
V–1.6. Fallos de los sistemas de extracción–ventilación, filtración y limpieza 48
V–1.7. Incidentes de manejo y caída de cargas pesadas 49
V–1.8. Pérdida de suministro eléctrico 50
V–1.9. Incendios y explosiones 51
V–1.10. Fenómenos peligrosos externos 51
V–1.11. Sucesos durante transporte 51
V–1.12. Fallos en los sistemas de refrigeración 52

V–2. EJEMPLOS ILUSTRATIVOS DE LA APLICACIÓN DEL MÉTODO DE CAPAS DE SEGURIDAD 54

V–3. EJEMPLOS PREPARADOS BASADOS EN SUCESOS REALES 60
V–3.1. Ejemplos en que se utiliza el método del iniciador 60
Ejemplo 1: Parada urgente del reactor tras caída de barras de control – nivel 0 60
Ejemplo 2: Fuga de refrigerante del reactor durante recarga a potencia – nivel 1 61

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 3: No disponibilidad del rociado de la contención por haberse dejado válvulas cerradas – nivel 1 62
Ejemplo 4: Fuga de agua del circuito primario a través del disco de ruptura del tanque de alivio del presionador – nivel 1 63
Ejemplo 5: Pérdida de circulación forzada de gas durante 15 a 20 minutos – nivel 2 64
Ejemplo 6: Caída de elemento combustible durante recarga – nivel 1 65
Ejemplo 7: Bloqueo parcial de toma de agua en una unidad y pérdida de alimentación eléctrica exterior en la unidad gemela en temporada muy fría – nivel 3 66
Ejemplo 8: Calibración incorrecta de detectores regionales de sobrepotencia – nivel 1 67
Ejemplo 9: Fallo de un dispositivo de un sistema de seguridad durante una prueba habitual – nivel 1 68
Ejemplo 10: Pequeña fuga en el circuito primario – nivel 2 69
Ejemplo 11: Parada urgente del reactor causada por perturbación de la red eléctrica debida a un tornado – nivel 3 69
Ejemplo 12: Apagón completo en una central debido a un incendio en el edificio de la turbina – nivel 3 70
V–3.2. Ejemplos basados en el método de capas de seguridad 71
Ejemplo 13: Presurización del espacio vacío en una vasija disolvente de elementos combustibles – nivel 0 71
Ejemplo 14: Un trabajador recibe una dosis acumulada al cuerpo entero por encima del límite de dosis – nivel 1 71
Ejemplo 15: Fallo del sistema de enclavamiento de puertas de blindaje – nivel 2 72
Ejemplo 16: Fallo de control de criticidad – nivel 1 73
Ejemplo 17: Pérdida prolongada de ventilación en una instalación de fabricación de combustible – nivel 1 74

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 18: Pérdida de ventilación en una instalación de almacenamiento de productos de fisión – nivel 1 75
Ejemplo 19: Pérdida de una fuente sellada – nivel 2 77
Ejemplo 20: Derrame de líquido contaminado con plutonio en el suelo de un laboratorio – nivel 2 77
Ejemplo 21: Se descubre que contenedores de transporte supuestamente vacíos contienen material nuclear – nivel 1 78
Ejemplo 22: Pérdida completa de refrigeración en parada – nivel 1 78
Ejemplo 23: Excursión de potencia en un reactor experimental durante la carga de combustible – nivel 2 79

PARTE VI. APÉNDICES 81

APÉNDICE I: CÁLCULO DE LA EQUIVALENCIA RADIOLÓGICA . . . 81

APÉNDICE II: SINOPSIS DEL PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN DE LOS SUCESOS EN REACTORES DE POTENCIA SEGÚN LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD 88

APÉNDICE III: CLASIFICACIÓN, DERIVADA DE LAS TABLAS, DE LOS SUCESOS EN REACTORES DE POTENCIA (SECCIÓN IV–3.2.1) 90

APÉNDICE IV: EJEMPLOS DE INICIADORES 93

APÉNDICE V: CLASIFICACIÓN DE LOS SUCESOS QUE IMPLICAN UNA VIOLACIÓN DE LAS CLO 99

APÉNDICE VI: LISTA DE PAÍSES Y ORGANIZACIONES PARTICIPANTES 100

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte I

DESCRIPCIÓN RESUMIDA

I–1. INTRODUCCIÓN

I–1.1. Antecedentes

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) es un medio para la rápida comunicación al público en términos coherentes sobre la importancia para la seguridad de los sucesos notificados en las instalaciones nucleares. Al poner los sucesos en la perspectiva apropiada se puede facilitar un entendimiento común entre la comunidad nuclear, los medios y el público.

La escala fue diseñada por un grupo internacional de expertos reunido en 1989 conjuntamente por el OIEA y la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económicos (AEN/OCDE). También refleja la experiencia adquirida gracias a la utilización de escalas similares en Francia y Japón, así como a la consideración de posibles escalas en varios países más.

Inicialmente la escala se aplicó durante un período de prueba para clasificar sucesos en centrales nucleares y después se extendió y adaptó para permitir su aplicación a todas las instalaciones asociadas con la industria nuclear civil. Actualmente opera satisfactoriamente en más de 60 países. Esta edición del Manual del usuario puede aplicarse a cualquier suceso asociado con material radiactivo o radiación y a cualquier suceso que ocurra durante el transporte de material radiactivo.

I–1.2. Descripción general de la escala

Los sucesos se clasifican en la escala en siete niveles: los niveles altos (4–7) se denominan “accidentes” y los niveles bajos (1–3) “incidentes”. Los sucesos que no tienen importancia para la seguridad se clasifican por debajo de escala como nivel 0 y se denominan “desviaciones”. Los sucesos que no tienen relevancia para la seguridad se denominan “fuera de escala”. La estructura de la escala se muestra en la Figura 1, en forma de una matriz con palabras clave. Las palabras utilizadas no pretenden ser precisas o definitivas. Cada nivel se define en detalle en las Partes III y IV de este manual. Los sucesos se consideran en función de tres diferentes áreas de impacto representadas por cada una de las columnas: impacto fuera del emplazamiento, impacto en el emplazamiento e impacto en la defensa en profundidad.

La primera columna se refiere a sucesos que dan lugar a liberaciones de radiactividad fuera del emplazamiento. Dado que éste es el único impacto directo posible en el público, tales liberaciones son comprensiblemente de particular preocupación.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

	ÁMBITO DEL IMPACTO		
	IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	IMPACTO EN EL EMPLAZAMIENTO	IMPACTO SOBRE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD
7 ACCIDENTE GRAVE	LIBERACIÓN GRANDE: EFECTOS EXTENSOS PARA LA SALUD Y EL MEDIO AMBIENTE		
6 ACCIDENTE IMPORTANTE	LIBERACIÓN SIGNIFICATIVA: PROBABLEMENTE SE REQUIERA LA APLICACIÓN PLENA DE LAS CONTRA-MEDIDAS PREVISTAS		
5 ACCIDENTE CON RIESGO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	LIBERACIÓN LIMITADA: PROBABLEMENTE SE REQUIERA LA APLICACIÓN PARCIAL DE LAS CONTRA-MEDIDAS PREVISTAS	DAÑOS GRAVES AL NÚCLEO DEL REACTOR/BARRERAS RADIOLÓGICAS	
4 ACCIDENTE SIN RIESGO SIGNIFICATIVO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	LIBERACIÓN PEQUEÑA: EXPOSICIÓN DEL PÚBLICO DEL ORDEN DE LOS LÍMITES PRESCRITOS	DAÑOS SIGNIFICATIVOS AL NÚCLEO DEL REACTOR/ BARRERAS RADIOLÓGICAS/ EXPOSICIÓN MORTAL DE UN TRABAJADOR	
3 INCIDENTE IMPORTANTE	LIBERACIÓN MUY PEQUEÑA: EXPOSICIÓN DEL PÚBLICO A UNA PEQUEÑA FRACCIÓN DE LOS LÍMITES PRESCRITOS	DIFUSIÓN IMPORTANTE DE CONTAMINACIÓN/EFECTOS GRAVES PARA LA SALUD DE UN TRABAJADOR	CASI ACCIDENTE – SIN CAPAS DE SEGURIDAD REMANENTES
2 INCIDENTE		DISPERSIÓN SIGNIFICATIVA DE CONTAMINACIÓN/ SOBREEXPOSICIÓN DE UN TRABAJADOR	INCIDENTES CON FALLOS SIGNIFICATIVOS DE LAS PROVISIONES DE SEGURIDAD
1 ANOMALÍA			ANOMALÍA QUE REBASA EL RÉGIMEN DE EXPLOTACIÓN AUTORIZADO
0 DESVIACIÓN	SIN SIGNIFICACIÓN PARA LA SEGURIDAD		

FIG. 1. Estructura básica de la escala. (Los criterios que figuran en la matriz son sólo indicadores generales.)

Así, el punto más bajo en esta columna representa una liberación que produce al grupo crítico una dosis de radiación estimada equivalente en términos numéricos a un décimo, aproximadamente, del límite anual de dosis para el público; este caso se clasifica como de nivel 3.

Una dosis así suele ser alrededor de un décimo del promedio anual de dosis recibida por radiación natural de fondo. El nivel más alto es un accidente nuclear grave de consecuencias muy extensas para la salud y el medio ambiente.

La segunda columna se refiere al impacto del suceso en el emplazamiento. Esta categoría abarca un intervalo que va desde el nivel 2 (contaminación y/o sobreexposición de un trabajador) al nivel 5 (daño grave al núcleo del reactor o las barreras radiológicas).

Todas las instalaciones nucleares se diseñan y operan de modo que actúa una sucesión de capas de seguridad para impedir un impacto grave fuera o dentro del

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

emplazamiento y la extensión de las capas de seguridad previstas generalmente será proporcionada al potencial para tales impactos. Todas estas capas de seguridad deben fallar para que se produzcan consecuencias sustanciales fuera o dentro del emplazamiento. La previsión de estas medidas o capas de seguridad se denomina "defensa en profundidad". La tercera columna se refiere a incidentes en los que estas previsiones para la defensa en profundidad se han degradado. Esta columna abarca los niveles de incidente 1 a 3.

Un suceso que impacta en una o más áreas siempre se clasifica al nivel más alto identificado. Los sucesos que no alcanzan el umbral en ninguna de las tres áreas se clasifican por debajo de escala como nivel 0. La figura 2 contiene descripciones típicas de sucesos de cada nivel junto con ejemplos de clasificación de sucesos nucleares ocurridos en el pasado en instalaciones nucleares.

I–1.3. Ámbito de la escala

La escala puede aplicarse a cualquier suceso asociado con material radiactivo o radiación y a cualquier suceso que ocurra durante el transporte de material radiactivo. No se clasifican accidentes industriales u otros sucesos no relacionados con las operaciones nucleares o radiológicas. Tales sucesos se denominan "fuera de escala". Por ejemplo, aunque los sucesos asociados con una turbina o generador pueden afectar al equipo relacionado con la seguridad, los fallos que sólo afecten a la disponibilidad de la turbina o el generador se clasificarían como fuera de escala. De forma similar, sucesos tales como incendios se clasificarán fuera de escala si no implican ningún posible peligro radiológico y no afectan a las capas de seguridad.

La escala no se aplica a los controles previstos únicamente para la salvaguardia del material fisible. Igualmente, las desviaciones publicadas de la contabilidad de dicho material (material no contabilizado (MNC)) se clasificarían como fuera de escala.

I–1.4. Uso de la escala

Aunque comparables en líneas generales, los criterios de seguridad nuclear y radiológica y la terminología utilizada para describirlos varían de un país a otro. La escala internacional se ha diseñado teniendo en cuenta este hecho, pero es posible que los países usuarios deseen clarificar la escala en su contexto nacional.

Los procedimientos detallados de clasificación se exponen en este manual. El folleto INES no debe usarse como base para la clasificación de sucesos, puesto que sólo contiene ejemplos de sucesos de cada nivel, en lugar de definiciones reales.

La escala se diseña para su rápida utilización tras un suceso. Sin embargo, habrá ocasiones en que se requieran plazos más largos para entender y clasificar las consecuencias de un suceso. En estas raras circunstancias, se dará una clasificación

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

NIVEL/ DESCRIPCIÓN	NATURALEZA DE LOS SUCESOS	EJEMPLOS
7 ACCIDENTE GRAVE	• Liberación externa de una gran parte del material radiactivo de una instalación grande (por ejemplo, el núcleo de un reactor de potencia). Ello comprendería típicamente una mezcla de productos de fisión radiactivos de corta y larga vida (en cantidades radiológicamente equivalentes a más de decenas de miles de terabequerelios de ^{131}I). Esa liberación daría lugar posiblemente a efectos graves para la salud, efectos retardados para la salud en una amplia zona que abarcase posiblemente más de un país; consecuencias a largo plazo para el medio ambiente.	Central nuclear de Chernóbil, URSS (actualmente en Ucrania), 1986
6 ACCIDENTE IMPORTANTE	• Liberación externa de material radiactivo (en cantidades radiológicamente equivalentes al orden de miles a decenas de miles de terabequerelios de ^{131}I). Esa liberación tendrá por resultado probablemente la puesta en práctica plena de las contramedidas previstas en los planes locales para casos de emergencia a fin de limitar los efectos graves para la salud.	Planta de reelaboración de Kishtim, URSS (actualmente en la Federación de Rusia), 1957
5 ACCIDENTE CON RIESGO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	• Liberación externa de material radiactivo (en cantidades radiológicamente equivalentes al orden de cientos a miles de terabequerelios de ^{131}I). Esa liberación tendrá probablemente por resultado la puesta en práctica parcial de las contramedidas previstas en los planes para casos de emergencia a fin de reducir la probabilidad de efectos para la salud. • Daños graves en la instalación. Ello puede incluir daños graves en una gran parte del núcleo de un reactor de potencia, un accidente de criticidad importante o un incendio o explosión importante que libere grandes cantidades de radiactividad dentro de la instalación.	Windscale Pile, Reino Unido, 1957 Three Mile Island, Estados Unidos de América, 1979
4 ACCIDENTE SIN RIESGO SIGNIFICATIVO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	• Liberación externa de radiactividad que tenga por resultado una dosis al grupo crítico del orden de algunos milisievert[a]. Con esa liberación, por lo general sería poco probable que se requirieran medidas de protección fuera del emplazamiento, con excepción de un posible control local de los alimentos. • Daños significativos en la instalación. Un accidente de este tipo podría implicar daños que originasen problemas de recuperación en el emplazamiento, tal como la fusión parcial del núcleo en un reactor de potencia y sucesos comparables en instalaciones que no sean reactores. • Irradiación de uno o más trabajadores que se traduzca en una sobreexposición con alta probabilidad de muerte temprana.	Planta de reelaboración de Windscale, Reino Unido, 1973 Central nuclear de Saint Laurent, Francia, 1980 Conjunto crítico de Buenos Aires, Argentina, 1983
3 INCIDENTE IMPORTANTE	• Liberación externa de radiactividad que dé por resultado una dosis al grupo crítico del orden de décimos de milisievert[a]. Con esa liberación, pueden no ser necesarias las medidas de protección fuera del emplazamiento. • Sucesos en el emplazamiento que se traduzcan en dosis recibidas por los trabajadores suficientes para causar efectos graves para la salud y/o un suceso que provoque una fuerte dispersión de contaminación, por ejemplo, algunos miles de terabequerelios de actividad liberados en una contención secundaria en que el material pueda llevarse de vuelta a una zona de almacenamiento satisfactoria. • Incidentes en que un fallo posterior de los sistemas de seguridad podría dar lugar a condiciones de accidente o a una situación en que los sistemas de seguridad serían incapaces de impedir un accidente si se produjeran ciertos sucesos iniciadores.	Central nuclear de Vandellós, España, 1983
2 INCIDENTE	• Incidentes con fallo significativo de las disposiciones de seguridad pero en que subsiste una defensa en profundidad suficiente para hacer frente a fallos adicionales. Esto incluye sucesos en que los fallos reales se clasificarían como nivel 1, pero que revelan deficiencias significativas adicionales de la organización o la cultura de seguridad. • Un suceso que produzca una dosis a un trabajador que exceda el límite anual de dosis autorizado y/o un suceso que cause la presencia de cantidades significativas de radiactividad en zonas de la instalación donde no lo prevea el diseño y que requiera medidas correctivas.	
1 ANOMALÍA	• Anomalía que rebase el régimen autorizado, pero en que queda una defensa en profundidad significativa. Puede deberse a fallos de equipo, error humano o procedimientos inadecuados y puede ocurrir en cualquier área abarcada por la escala, por ejemplo, operación de la planta, transporte de material radiactivo, manejo de combustible y almacenamiento de residuos. Algunos ejemplos son: incumplimiento de especificaciones técnicas o normativa de transporte, incidentes sin consecuencias directas de seguridad que revelan fallos de la organización o la cultura de seguridad, defectos menores de tuberías por encima de lo esperado en el programa de vigilancia.	
DESVIACIÓN	• Desviaciones en que no se exceden las condiciones y límites de operación y que se gestionan correctamente según procedimientos apropiados. Algunos ejemplos son: un fallo único aleatorio descubierto en un sistema redundante durante una inspección o prueba periódica, un disparo del reactor que evoluciona normalmente, la actuación espuria de sistemas de seguridad sin consecuencias significativas, fugas dentro de límites operacionales, dispersión menor de contaminación en zonas controladas sin implicaciones más amplias para la cultura de seguridad.	

[a] Las dosis se expresan en términos de dosis equivalente efectiva (dosis corporal). Estos criterios, cuando sea conveniente, también pueden expresarse en términos de los correspondientes límites anuales de descarga de efluentes autorizados por las autoridades nacionales.

FIG. 2. La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (para la pronta comunicación de la significación en lo referente a la seguridad).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

provisional con una confirmación en fecha posterior. También es posible que como resultado de información posterior se requiera reclasificar un suceso.

Aunque la escala se utiliza para todas las instalaciones, en cierto tipo de éstas es físicamente imposible que ocurran sucesos que liberen al medio ambiente cantidades considerables de material radiactivo. Para estas instalaciones no serían aplicables los niveles altos de la escala. Entre ellas figuran los reactores de investigación, las instalaciones de tratamiento de combustible no irradiado y los emplazamientos de almacenamiento de residuos.

La escala no sustituye los criterios ya adoptados a nivel nacional e internacional de análisis técnico y notificación de sucesos a las autoridades de seguridad, ni forma parte de las disposiciones formales de emergencia que existan en cada país para afrontar accidentes radiológicos.

La escala no constituye una base apropiada de selección de sucesos con fines de retroinformación sobre experiencia operativa, dado que frecuentemente se pueden sacar enseñanzas importantes de sucesos relativamente poco significativos.

Finalmente, no es apropiado utilizar la escala para comparar la actuación en materia de seguridad entre países. Cada país tiene diferentes disposiciones para notificar sucesos menores al público y es difícil asegurar con precisión la coherencia internacional en la clasificación de sucesos en la frontera entre los niveles 0 y 1. Aunque generalmente se facilitará información sobre los sucesos de nivel 2 y superiores en la escala, el número estadísticamente pequeño de tales sucesos, que también varía de año en año, hace difícil realizar comparaciones internacionales significativas.

I–1.5. Ejemplos de clasificación de sucesos nucleares

El accidente de 1986 en la central nuclear de Chernóbil en la URSS (ahora en Ucrania) produjo efectos extensos en el medio ambiente y la salud humana. Se clasifica como de nivel 7.

El accidente de 1957 en la planta de reproceso de Kishtim en la URSS (ahora en la Federación de Rusia) dio lugar a una gran liberación fuera del emplazamiento. Se tomaron medidas de emergencia, incluida la evacuación de la población, para limitar los efectos graves a la salud. En base al impacto fuera del emplazamiento este suceso se clasifica como de nivel 6.

El accidente de 1957 en el reactor con pila de grafito refrigerado por aire en la instalación de Windscale (ahora Sellafield) en el Reino Unido originó una liberación externa de productos radiactivos de fisión. En base al impacto fuera del emplazamiento, se clasifica como de nivel 5.

El accidente de 1979 en la central nuclear de Three Mile Island en EE.UU. dio lugar a que se dañase gravemente el núcleo del reactor. La liberación de radiactividad fuera del emplazamiento fue muy pequeña. El suceso se clasifica como de nivel 5 en base al impacto en el emplazamiento.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

El accidente de 1973 en la planta de reproceso de Windscale (ahora Sellafield) en el Reino Unido supuso una liberación de material radiactivo a zonas operativas de la planta como resultado de una reacción exotérmica en una vasija de proceso. Se clasifica como de nivel 4 en base al impacto en el emplazamiento.

El accidente de 1980 en la central nuclear de Saint Laurent en Francia dio lugar a que se dañara parcialmente el núcleo del reactor, pero no hubo liberación exterior de radiactividad. Se clasifica como de nivel 4 en base al impacto en el emplazamiento.

El accidente de 1983 en el conjunto crítico RA-2 en Buenos Aires, Argentina, una excursión accidental de potencia debida a la inobservancia de normas de seguridad durante una secuencia de modificación del núcleo, dio lugar a la muerte de un operador que probablemente estuviera a 3–4 m. Las estimaciones de dosis absorbida indican 21 Gy de dosis gamma, junto con 22 Gy de dosis por neutrones. El suceso se clasifica como de nivel 4 en base al impacto en el emplazamiento.

El incidente de 1989 en la central nuclear de Vandellós I en España no dio lugar a liberación externa de radiactividad, ni se dañó el núcleo del reactor, ni se contaminó el emplazamiento. Sin embargo, el daño producido por el fuego a los sistemas de seguridad de la planta degradó la defensa en profundidad significativamente. El suceso se clasifica como de nivel 3 en base al impacto en la defensa en profundidad.

La gran mayoría de los sucesos notificados se clasifican por debajo del nivel 3. Aunque aquí no se den ejemplos de estos sucesos, los países que utilizan la escala pueden desear, individualmente, aportar ejemplos de sucesos correspondientes a estos niveles bajos.

I–1.6. Estructura del manual

Este manual consta de seis partes:

— La Parte I aporta una visión general de la escala;
— La Parte II es un resumen del procedimiento a utilizar para clasificar los sucesos y notificarlos al servicio de información INES;
— La Parte III da las orientaciones detalladas necesarias para clasificar los sucesos por el impacto fuera y dentro del emplazamiento;
— La Parte IV ofrece las orientaciones detalladas necesarias para clasificar los sucesos por su impacto en la defensa en profundidad;
— La Parte V consiste en ejemplos que ilustran el uso de las orientaciones de clasificación;
— La Parte VI contiene varios apéndices que dan información detallada sobre aspectos particulares de la escala.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte II

PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN Y NOTIFICACIÓN DE SUCESOS AL OIEA

II–1. PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN

El diagrama de flujo de las siguientes páginas describe brevemente el procedimiento de clasificación de INES para cualquier suceso relacionado con material radiactivo y/o radiación y cualquier suceso que ocurra durante el transporte de material radiactivo. El diagrama de flujo se ha diseñado de forma que muestre el camino lógico a seguir para evaluar el significado de cualquier suceso desde el punto de vista de la seguridad. Aporta una visión general para los noveles en cuestiones de clasificación y un resumen del procedimiento para quienes están familiarizados con el Manual del usuario de INES. Por supuesto, no se puede utilizar aislado de las orientaciones detalladas contenidas en las Partes III y IV. El programa informático INESAR (INES *Automatic Rating*) se ha desarrollado en base a un diagrama de flujo previo similar.

II–2. COMUNICACIÓN DE SUCESOS AL SERVICIO DE INFORMACIÓN DEL OIEA

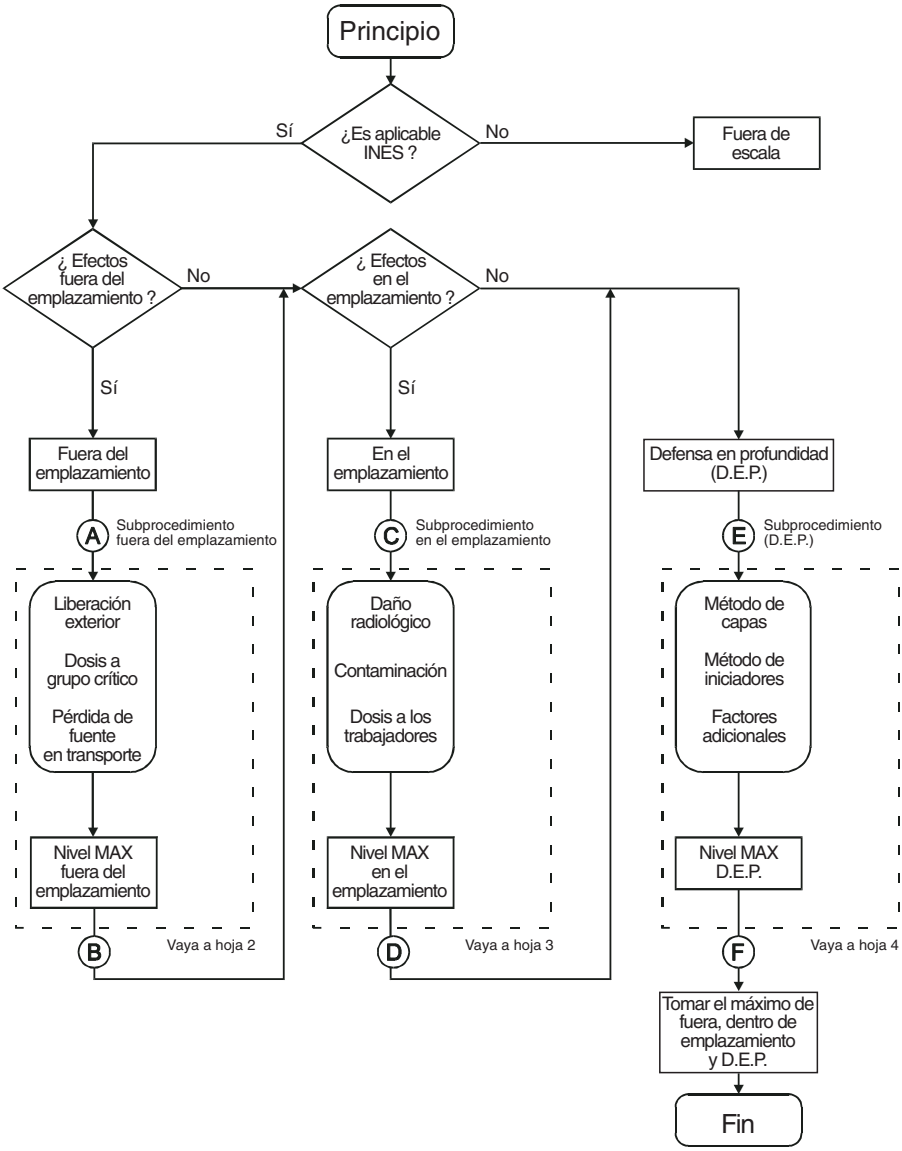
El Oficial Nacional INES tiene el deber de comunicar lo antes posible (objetivo: en 24 horas) información oficial sobre las consecuencias de un suceso a todos los países participantes (véase el Apéndice VI) por medio del Servicio de Información INES del OIEA. Los criterios para identificar qué sucesos deben comunicarse son:

a) Los sucesos clasificados como de nivel 2 o superior,
b) Los sucesos que atraen el interés del público internacional.

La información se presenta en un formato específico utilizando el "*Event Rating Form*" que facilita el OIEA. Este formato se envía al Servicio de Información INES del OIEA mediante dos canales redundantes, fax y correo electrónico. El Servicio de Información INES siempre está en funcionamiento y por lo tanto asegura la distribución del formulario en cualquier momento.

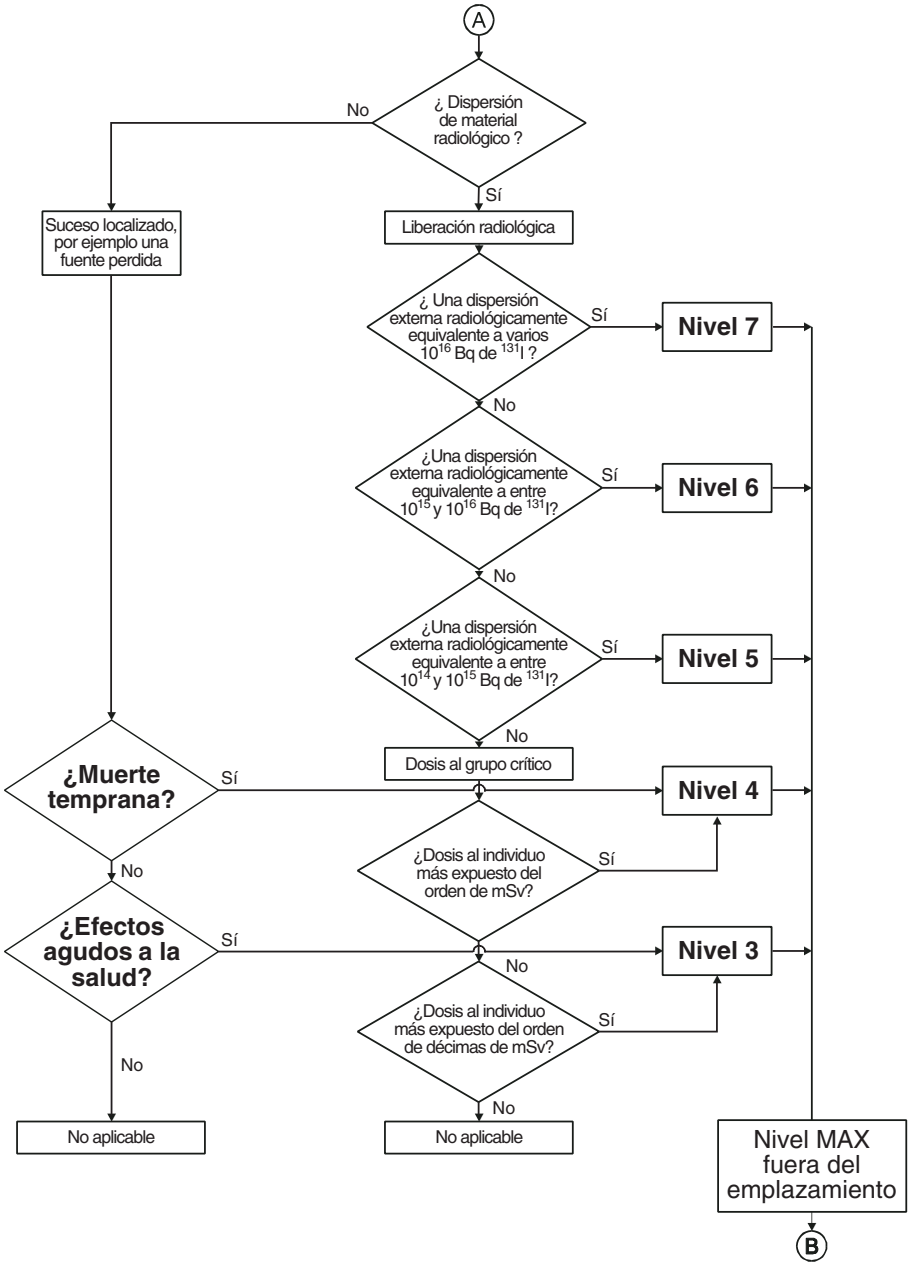
La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Hoja 1
Procedimientos de clasificación INES



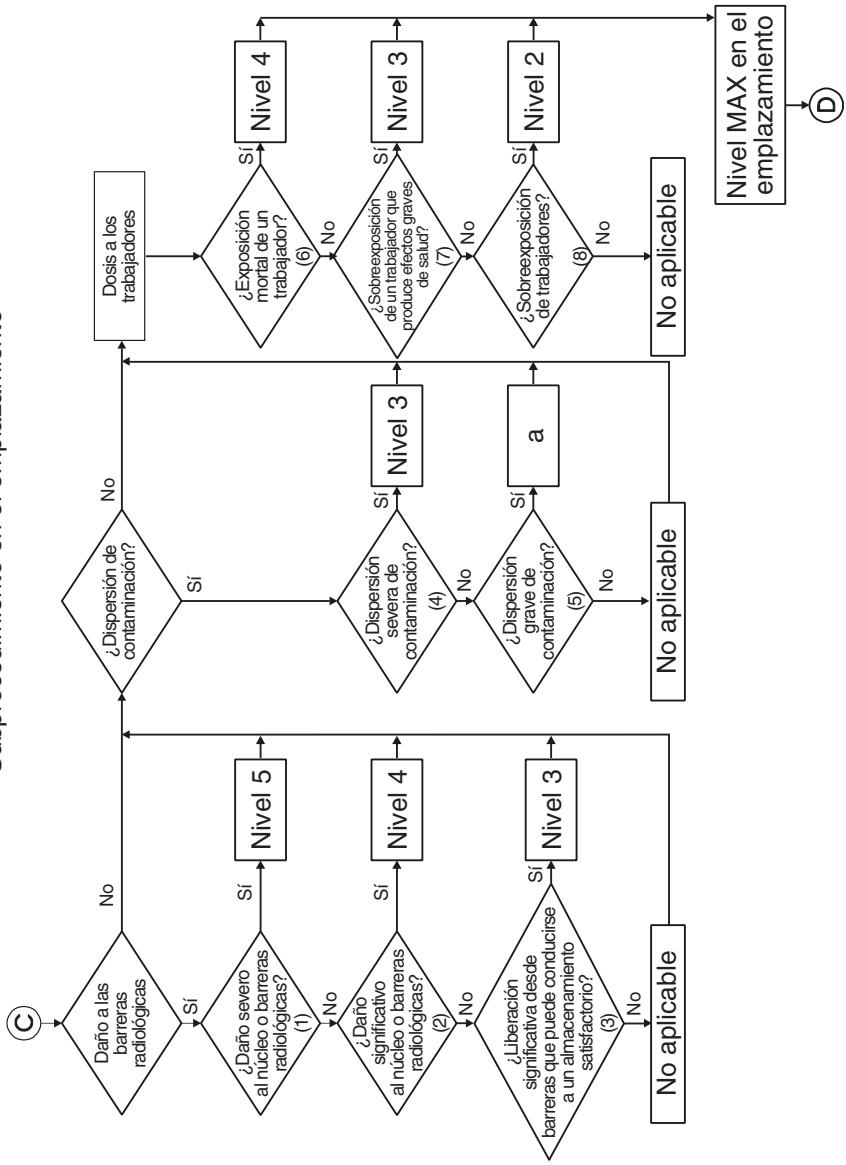
La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Hoja 2
Subprocedimiento fuera del emplazamiento



La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Hoja 3
Subprocedimiento en el emplazamiento



La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Notas a la Hoja 3

1. Se funde más de un pequeño porcentaje del combustible de un reactor de potencia, o más de un pequeño porcentaje del inventario del núcleo se libera desde los elementos combustibles. Incidentes en otras instalaciones que implican una gran liberación de radiactividad al emplazamiento (comparable con la liberación desde un núcleo fundido) con importante amenaza a la seguridad radiológica fuera del emplazamiento.

2. Ha habido una fusión cualquiera de combustible, o más de alrededor del 0,1% del inventario del núcleo de un reactor de potencia se ha liberado desde los elementos combustibles. Sucesos en instalaciones no consistentes en reactores que impliquen la liberación de unos pocos miles de terabequerelios de actividad desde su contención primaria que no pueden devolverse a una zona de almacenamiento satisfactoria.

3. Sucesos que resultan en la liberación de unos pocos miles de terabequerelios de actividad hacia una contención secundaria en que el material no puede devolverse a una zona de almacenamiento satisfactoria.

4. Sucesos que resultan en una tasa de dosis o un nivel de contaminación que fácilmente podrían dar lugar a que uno o más trabajadores recibieran una dosis que produzca efectos graves para la salud (tal como una exposición corporal del orden de 1 Gy y exposiciones de la superficie corporal del orden de 10 Gy).

5. Un suceso que da lugar a la suma de tasas de dosis gamma más neutrones mayor que 50 mSv por hora en una zona de operación de la planta (tasa de dosis medida a 1 m desde la fuente). Un suceso que origina la presencia de cantidades significativas de radiactividad en la instalación, en zonas donde no lo prevea el diseño (véase la Sección III–2.3) y que requiere acciones correctivas. En este contexto, “cantidad significativa” debe interpretarse como: a) contaminación por líquidos que implican una actividad radiológica total equivalente a unos pocos cientos de gigabequerelios de ^{176}Ru; b) un derrame de material sólido radiactivo de significación radiológica equivalente a la del orden de unos pocos cientos de gigabequerelios de ^{176}Ru, siempre que los niveles de contaminación superficial y aérea sobrepasen diez veces los permitidos para zonas controladas; c) una liberación aérea de material radiactivo, contenida en un edificio y que implica cantidades de significación radiológica equivalente a la del orden de unas pocas decenas de gigabequerelios de ^{131}I.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

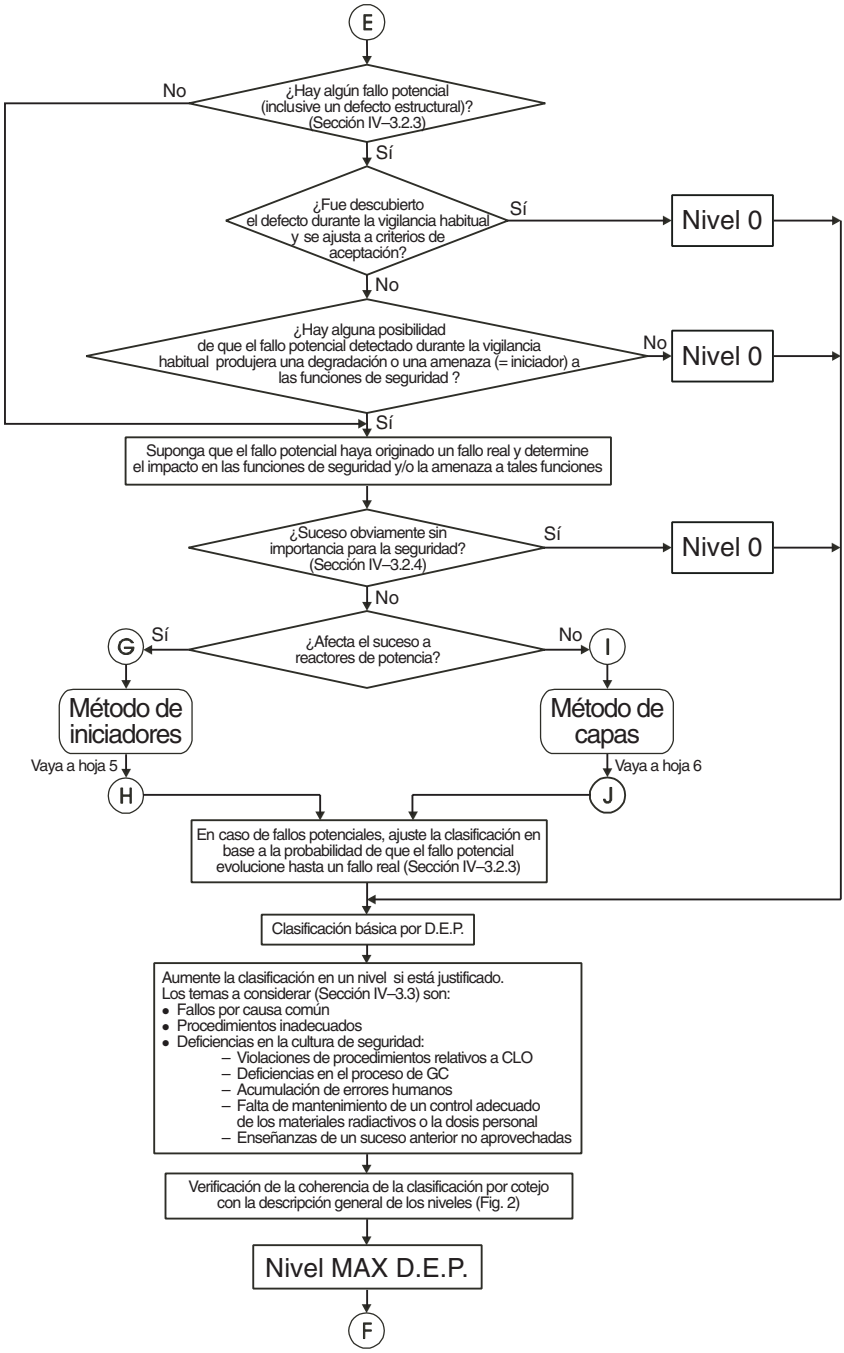
6. Irradiación externa de uno o más trabajadores, que produce una sobreexposición con alta probabilidad de que ocurra una muerte temprana (alrededor de 5 Gy).

7. Sucesos cuyo resultado es una tasa de dosis o un nivel de contaminación que dan lugar a que uno o más trabajadores reciban una dosis que produzca efectos graves en la salud (tales como exposición corporal del orden de 1 Gy y exposiciones de la superficie corporal del orden de 10 Gy).

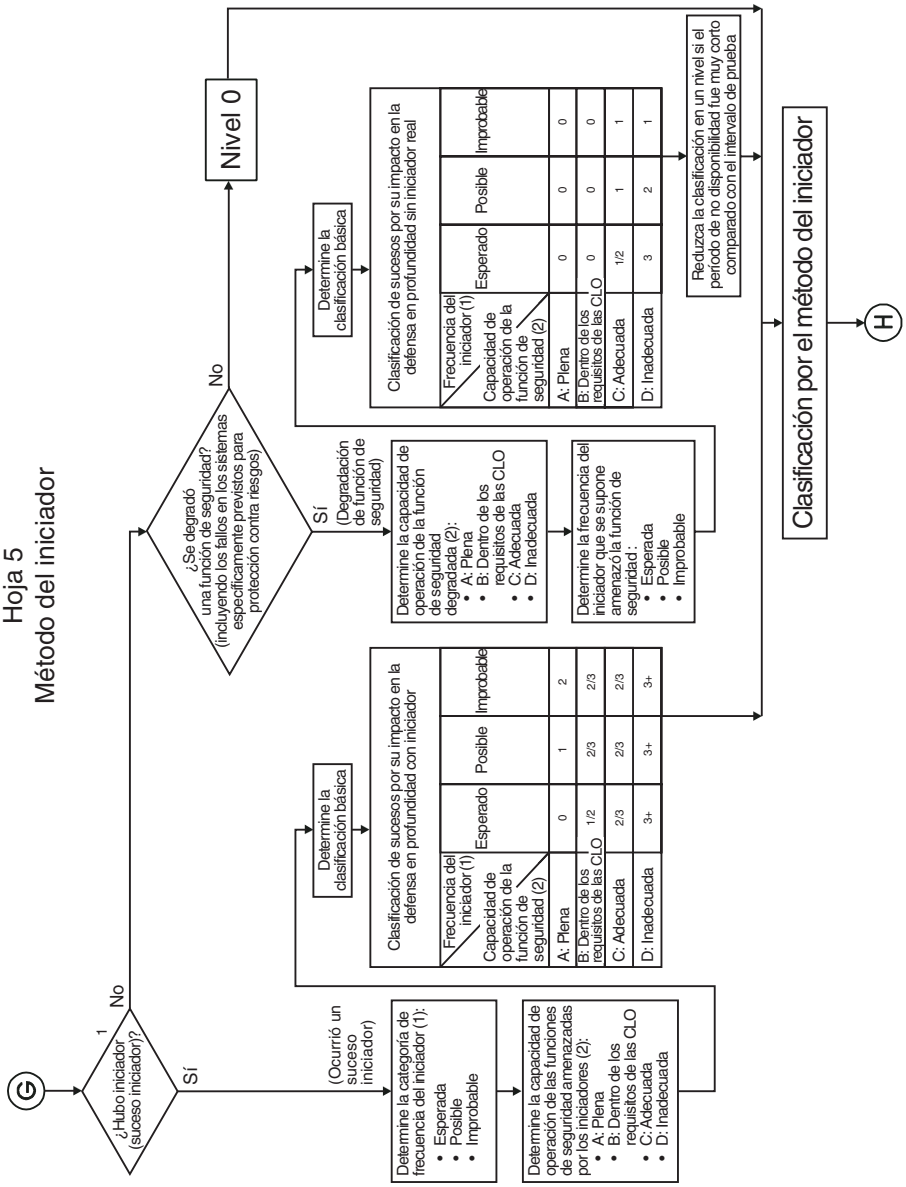
8. Un suceso que produzca a uno o más trabajadores una dosis que sobrepase un límite anual de dosis de la Comisión Internacional de Protección Radiológica para trabajadores expuestos a radiación. Un suceso que origine la necesidad de una cirugía importante para evitar una dosis que de otro modo hubiera sido alrededor de un orden de magnitud superior al límite anual de dosis.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Hoja 4
Subprocedimiento de defensa en profundidad (D.E.P.)



La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.



La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Notas a la Hoja 5

1. Definición de iniciador y frecuencia de iniciador: un iniciador es un hecho que supone una amenaza para los sistemas de seguridad y hace que funcionen. En la práctica, el iniciador puede ser diferente del hecho que da origen al suceso. Las categorías de frecuencia de iniciadores son las siguientes:

- Esperado: iniciadores que se espera que ocurran una o varias veces durante la vida de la planta.
- Posible: iniciadores que no son "esperados", pero que tienen una frecuencia prevista durante la vida de la planta superior al 1% aproximadamente (es decir, alrededor de 3×10^{-4}/a).
- Improbable: iniciadores considerados en el diseño de la planta menos probables que los anteriores.

2. Capacidad de operación de una función de seguridad: las tres funciones básicas de seguridad son: a) control de la reactividad o las condiciones de proceso; b) refrigeración del material radiactivo; c) confinamiento del material radiactivo. La función se cumple mediante sistemas de seguridad que incluyen sistemas de apoyo como los de suministro eléctrico, refrigeración e instrumentación. Como marco para la clasificación de los sucesos, se consideran cuatro niveles de capacidad operativa:

A — Plena: todos los sistemas y componentes de seguridad considerados por el diseño para afrontar un iniciador determinado están plenamente operables.

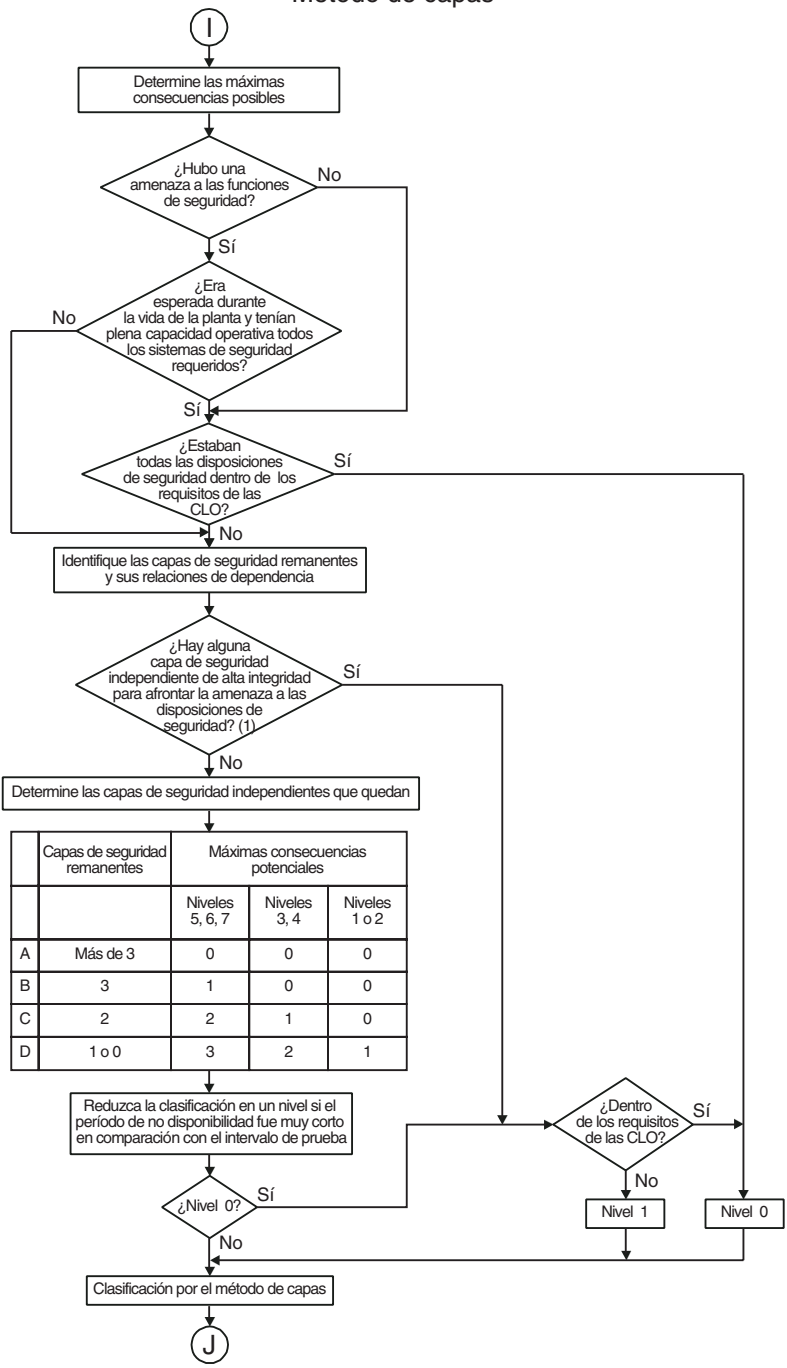
B — Mínima requerida (por las condiciones y límites de operación (CLO)): capacidad mínima de operación de los sistemas de seguridad especificada en las CLO para la continuación del funcionamiento a potencia, incluso durante un tiempo limitado.

C — Adecuada: un nivel de capacidad operativa de los sistemas de seguridad suficiente para lograr la función de seguridad prevista en particular para el iniciador considerado.

D — Inadecuada: la degradación de la capacidad operativa de los sistemas de seguridad es tal que la función de seguridad no puede cumplirse.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Hoja 6
Método de capas



	Capas de seguridad remanentes	Máximas consecuencias potenciales		
		Niveles 5, 6, 7	Niveles 3, 4	Niveles 1 o 2
A	Más de 3	0	0	0
B	3	1	0	0
C	2	2	1	0
D	1 o 0	3	2	1

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Notas a la Hoja 6

1. Una capa de seguridad de alta integridad debe tener todas las características siguientes:

   a) Estar concebida para hacer frente a todos los fallos de relevancia previstos en la base de diseño y estar explícita o implícitamente reconocida en la justificación de seguridad de la planta como elemento que requiere un nivel de integridad o fiabilidad especialmente alto.
   b) Su integridad se garantiza mediante una labor de inspección o vigilancia adecuadas que permita detectar toda degradación de esa integridad.
   c) Si se detecta en ella cualquier degradación, hay medios claros para afrontar este hecho y aplicar medidas correctivas, ya sea por medio de procedimientos preestablecidos o por disponerse de prolongados intervalos de tiempo para mitigar el fallo.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte III

IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO Y EN EL EMPLAZAMIENTO

III–1. IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO

III–1.1. Descripción general

La clasificación de sucesos por el criterio del impacto fuera del emplazamiento tiene en cuenta el impacto radiológico real fuera de la instalación nuclear. Esto puede expresarse en términos de la cantidad de actividad liberada desde la instalación o de la dosis evaluada a miembros del público. Se acepta que en caso de accidente significativo en una instalación, en una primera fase, no será posible determinar con exactitud la amplitud de la liberación al exterior. Sin embargo, debería poderse indicar en líneas generales esa amplitud y así asignar al accidente un nivel provisional en la escala. Es posible que una posterior revaluación de la magnitud de la liberación requiera una revisión de la estimación inicial de la clasificación del suceso en la escala.

Es importante advertir que el grado de respuesta de emergencia a los accidentes no se usa como base para la clasificación. Los detalles de la planificación contra los accidentes en centrales nucleares varían de un país a otro y también es posible que en algunos casos se tomen medidas de precaución incluso sin estar plenamente justificadas por la magnitud de la liberación. Por estas razones, es esa magnitud y la dosis evaluada lo que se debe utilizar para clasificar el suceso en la escala y no las medidas protectoras tomadas respondiendo al plan de emergencia.

Se han seleccionado cinco niveles, que van desde el 7, correspondiente a la liberación de una gran parte del inventario del núcleo de una central nuclear comercial, hasta el 3, en que la dosis a un miembro del público equivale numéricamente a aproximadamente un décimo del límite anual de dosis. En el caso de los niveles 3 y 4, la dosis comprometida al grupo crítico es lo que se utiliza para estimar el nivel adecuado. Los niveles 5 a 7 se definen en función de la cantidad de actividad liberada, radiológicamente equivalente a determinado número de terabequerelios de ^{131}I. La razón del cambio es que para estas grandes liberaciones la dosis realmente recibida dependerá mucho de las contramedidas aplicadas.

Los niveles de liberación se establecieron sobre la base de que, teniendo en cuenta las contramedidas probables, se estimaba que una liberación de nivel 5 podría originar dosis del orden de diez veces la dosis definida para el nivel 4. Por supuesto, el volumen real de la liberación de radiactividad correspondiente al umbral del nivel 5 supera en bastante más que un orden al volumen mínimo de una liberación que correspondiera al nivel 4.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Por debajo del nivel 3, el impacto fuera del emplazamiento se estima insignificante a efectos de la clasificación del suceso en la escala. A estos niveles inferiores, sólo deben considerarse el impacto en el emplazamiento y en la defensa en profundidad.

Los sucesos examinados en el marco del impacto fuera del emplazamiento serán de dos tipos, ambos considerados en la definición que se da más abajo. El primero se refiere a las liberaciones que se dispersan en medida considerable, de modo que las dosis serán pequeñas, pero a un significativo número de miembros del público. El segundo se refiere a dosis, como las que pueden ocurrir por la pérdida de una fuente o un suceso de transporte, que pueden ser mayores, pero para un número de personas mucho más pequeño. Se dan orientaciones específicas para este último tipo de sucesos en las definiciones de los niveles 3 y 4. Las definiciones de los niveles 5 a 7 aplican a ambos tipos de sucesos.

III–1.2. Definición de niveles

Nivel 7. Liberación grave

Definición: **Liberación externa correspondiente a una cantidad de radiactividad radiológicamente equivalente[1] a una liberación a la atmósfera de varias decenas de miles de terabequerelios de ^{131}I o más.**

Esto corresponde a la liberación de una gran parte del inventario del núcleo de un reactor de potencia, que típicamente comprende una mezcla de productos de fisión de vida corta y larga. Con una liberación de este tipo, existe la posibilidad de efectos graves para la salud. Son de esperar efectos diferidos para la salud en una amplia zona que abarque tal vez más de un país. También son probables consecuencias medioambientales a largo plazo.

Nivel 6. Liberación significativa

Definición: **Liberación externa correspondiente a una cantidad de radiactividad radiológicamente equivalente (ver a pie de página nota 1) a una liberación a la atmósfera del orden de miles a decenas de miles de terabequerelios de ^{131}I.**

Con una liberación de este tipo es muy probable que se estimen necesarias medidas protectoras, tales como permanencias en edificios o evacuación, a fin de limitar los efectos a la salud de miembros del público en la zona cubierta por el plan de emergencia.

---

[1] La equivalencia radiológica se define en la Sección III–1.3.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Nivel 5. Liberación limitada

Definición: **Liberación externa correspondiente a una cantidad de radiactividad radiológicamente equivalente (ver a pie de página nota 1) a una liberación a la atmósfera del orden de cientos a miles de terabequerelios de ^{131}I.**

Como consecuencia de tal liberación serán probablemente necesarias algunas medidas protectoras, por ejemplo permanencia en edificios y/o evacuación localizadas para minimizar la probabilidad de efectos en la salud.

Nivel 4. Liberación menor

Definición: **Liberación externa de radiactividad que da lugar a una dosis (según se define en la Sección III–1.3) al grupo crítico del orden de unos pocos milisievert, o suceso, tal como la pérdida de una fuente o percance en un transporte, que produce una dosis a un miembro del público mayor de 5 Gy (es decir, que implique una alta probabilidad de muerte temprana).**

Como consecuencia de tal liberación, es en general improbable la aplicación de acciones protectoras fuera del emplazamiento, excepto posibles controles locales de alimentos. En todo caso, se pueden adoptar otras medidas como precaución para evitar que siga degradándose el estado de la planta. Tal estado se tiene en cuenta en los demás ámbitos del impacto (impacto en el emplazamiento e impacto sobre la defensa en profundidad).

Nivel 3. Liberación muy pequeña

Definición: **Liberación externa de radiactividad que da lugar a una dosis (según se define en la Sección III–1.3) al grupo crítico del orden de décimas de milisievert, o suceso, tal como la pérdida de una fuente o percance en un transporte, que produce una dosis a un miembro del público que conlleva efectos graves para la salud (tal como una exposición del cuerpo entero del orden de 1 Gy y la exposición de la superficie corporal del orden de 10 Gy).**

A raíz de una liberación de este tipo no son necesarias medidas protectoras fuera del emplazamiento. No obstante, tales medidas se pueden adoptar como precaución para evitar que siga degradándose el estado de la planta. Tal estado se tiene en cuenta en

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

los demás ámbitos del impacto (impacto en el emplazamiento e impacto sobre la defensa en profundidad).

III–1.3. Cálculo de equivalencia radiológica y dosis

En el caso de los niveles 5 a 7, es probable que se aplique una prohibición de alimentos y por tanto la importancia radiológica relativa de la liberación a la atmósfera debería evaluarse comparando la dosis efectiva total comprometida derivada de todos los nucleidos y resultante de la inhalación, de la dosis externa causada por el paso de la nube de material radiactivo y de la irradiación externa a largo plazo, debida a la actividad depositada, es decir, de todas las vías excepto la ingestión. Utilizando las hipótesis formuladas en el Apéndice I, se ha calculado y se presenta en la Tabla I el factor de multiplicación aplicable a una variedad de isótopos. La actividad realmente liberada debe multiplicarse por el factor indicado y después compararse con los valores dados en la definición de cada nivel.

TABLA I. EQUIVALENCIA RADIOLÓGICA EN CASO DE IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO *(sólo aplicable a los niveles 5 a 7)*

Isótopo	Factor de multiplicación
^{3}H	0,02
^{131}I	1
^{137}Cs	30
^{134}Cs	20
^{132}Te	0,3
^{54}Mn	4
^{60}Co	50
^{90}Sr	10
^{106}Ru	7
$^{235}U(S)$[a]	800
$^{235}U(M)$[a]	300
$^{235}U(F)$[a]	100
$^{238}U(S)$[a]	700
$^{238}U(M)$[a]	300
$^{238}U(F)$[a]	50
U_{nat}	800
^{239}Pu (Clase Y)	10 000
^{241}Am	9 000
Gases nobles	Insignificante (prácticamente 0)

[a] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

En el caso de los niveles 3 y 4, probablemente haya una pequeña prohibición de alimentos, o ninguna, y la importancia radiológica relativa se estima comparando la dosis efectiva comprometida correspondiente a la incorporación en el grupo crítico por todas las vías posibles. Este valor ha de calcularse utilizando las hipótesis estándar del país para la evaluación de la dosis sin tener en cuenta la dirección del viento en el momento de la liberación o la época del año en que ocurre. No es posible ofrecer factores de multiplicación para los niveles 3 y 4 porque la dosis por ingestión dependerá de las prácticas agrícolas en el país.

Las descargas líquidas que producen dosis al grupo crítico muy superiores a las del nivel 4 podrían tenerse que clasificar como de nivel 5 o por encima, pero, de nuevo, la estimación de la equivalencia radiológica sería específica del emplazamiento y por lo tanto aquí no se puede ofrecer orientación detallada.

III–2. IMPACTO EN EL EMPLAZAMIENTO

III–2.1. Descripción general

Para clasificar los sucesos atendiendo al impacto en el emplazamiento se tiene en cuenta el impacto real en el emplazamiento de la instalación nuclear, independientemente de las posibles liberaciones fuera de ese emplazamiento y las implicaciones de la defensa en profundidad. Se consideran la amplitud del daño radiológico principal, por ejemplo el daño del núcleo, la dispersión de los productos radiológicos dentro del emplazamiento pero fuera de las contenciones previstas en el diseño y los niveles de dosis a los trabajadores.

Los sucesos que producen daños radiológicos se clasifican en los niveles 4 y 5, los que producen contaminación, en los niveles 2 y 3, y los que causan altas dosis a los trabajadores, en los niveles 2 a 4. La importancia de la contaminación se mide bien por la cantidad dispersada, o bien por la tasa de dosis resultante. Estos criterios se refieren a las tasas de dosis existentes en una zona de operaciones pero no requieren que un trabajador esté realmente presente. No deben confundirse con los criterios de dosis a los trabajadores que se refieren a dosis realmente recibidas.

Se acepta que es posible que no se conozca la naturaleza exacta del daño a la planta durante algún tiempo tras un accidente con consecuencias de ese tipo en el emplazamiento. Sin embargo, debe ser posible estimar en general la probabilidad de un daño mayor o menor y decidir si clasificar el suceso provisionalmente en el nivel 4 o 5 de la escala. Es posible que una revaluación posterior del estado de la planta requiera una reclasificación del suceso.

Por debajo de nivel 2, el impacto en el emplazamiento se considera insignificante a los efectos de la clasificación de un suceso en la escala; a estos niveles inferiores sólo tiene que considerarse el impacto en la defensa en profundidad.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

III–2.2. Definición de niveles

Nivel 5. Daño grave al núcleo del reactor o a las barreras radiológicas

Definición: **Se funde más de un pequeño porcentaje del núcleo de un reactor de potencia o se libera de los elementos combustibles más de un pequeño porcentaje del inventario del núcleo. Incidentes en otro tipo de instalaciones que conllevan una gran liberación de radiactividad en el emplazamiento (comparable con la liberación que produce un núcleo fundido) con serias amenazas a la seguridad radiológica fuera del emplazamiento.**

En las instalaciones distintas de reactores cabe citar como ejemplo un gran accidente de criticidad o un gran incendio o explosión que liberase grandes cantidades de actividad dentro de la instalación.

Nivel 4. Daño significativo al núcleo del reactor o a las barreras radiológicas o exposición mortal de un trabajador

Definición: **Cualquier fusión de combustible de un reactor de potencia o liberación de más del 0,1% del inventario del núcleo desde los elementos combustibles.**
Sucesos en instalaciones distintas de reactores que conllevan la liberación de unos pocos miles de terabequerelios de actividad desde su contención primaria[2] que no pueden devolverse a una zona de almacenamiento satisfactoria.
Irradiación externa de uno o más trabajadores que da lugar a una dosis mayor de 5 Gy (es decir, con una alta probabilidad de muerte temprana).

Nivel 3. Dispersión importante de contaminación y/o sobreexposición de un trabajador con consecuencias graves para la salud

Definición: **Sucesos que dan lugar a una tasa de dosis o un nivel de contaminación que origina o puede fácilmente originar una dosis en uno o más trabajadores que produzca consecuencias graves para la salud (por**

[2] En este contexto, los términos contención primaria y secundaria se refieren al confinamiento de materiales radiactivos en instalaciones distintas de reactores y no se deben confundir con términos similares utilizados para contenciones de reactores.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

ejemplo una exposición del cuerpo entero del orden de 1 Gy y exposiciones de superficie corporal del orden de 10 Gy).[3]
Sucesos que dan lugar a la liberación de unos pocos miles de terabequerelios de actividad en una contención secundaria (ver nota 2 al pie de página) desde donde el material puede devolverse a una zona de almacenamiento adecuada.

Nivel 2. Gran dispersión de contaminación y/o sobreexposición de trabajadores

Definición: **Sucesos que dan lugar a una dosis a uno o más trabajadores que excede del límite reglamentario anual para personal expuesto a radiación.**
Sucesos que dan lugar a tasas de dosis de rayos gamma más neutrones mayores que 50 mSv por hora en una zona de operación de la planta (la tasa de dosis medida a 1 m de la fuente).
Sucesos que causan la presencia de cantidades significativas de radiactividad en la instalación en zonas no previstas por el diseño (véanse las definiciones formuladas al final de la Parte IV) y que requieren acciones correctivas. En este contexto 'cantidad significativa' se interpreta como:

a) Contaminación por líquidos que conlleva una actividad total radiológicamente equivalente a unos pocos cientos de gigabequerelios de ^{106}Ru.
b) Derrame de material radiactivo sólido radiológicamente equivalente a unos pocos cientos de gigabequerelios de ^{106}Ru, siempre que los niveles de contaminación superficial y aérea excedan diez veces de los permitidos en zonas operacionales (véanse las definiciones formuladas al final de la Parte IV).
c) Una liberación aérea de material radiactivo, contenida en un edificio y que conlleva cantidades radiológicamente significativas equivalentes a unas pocas decenas de gigabequerelios de ^{131}I.

III–2.3. Cálculo de equivalencia radiológica

En el Apéndice I se indican las hipótesis a utilizar en el cálculo de la equivalencia radiológica en el caso de impacto en el emplazamiento. En base a estas

[3] Esto requiere estimaciones basadas en la tasa de dosis, el tiempo y las medidas protectoras.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

hipótesis, se ha calculado el factor de multiplicación para una serie de isótopos y se presenta en la Tabla II. La actividad realmente liberada debe multiplicarse por el factor indicado y luego compararse con los valores indicados en la definición de cada nivel para el ^{131}I o el ^{106}Ru.

TABLA II. EQUIVALENCIA RADIOLÓGICA EN EL CASO DE IMPACTO EN EL EMPLAZAMIENTO

Isótopo	Factor de multiplicación para ^{131}I equivalente	Factor de multiplicación para ^{106}Ru equivalente
^{3}H	0,002	0,0006
^{131}I	1	0,3
^{137}Cs	0,6	0,2
^{134}Cs	0,9	0,3
^{132}Te	0,3	0,1
^{54}Mn	0,1	0,03
^{60}Co	1,5	0,5
^{90}Sr	7	2
^{106}Ru	3	1
^{235}U(S)[a]	600	700
^{235}U(M)[a]	200	200
^{235}U(F)[a]	50	20
^{238}U(S)[a]	500	30
^{238}U(M)[a]	100	170
^{238}U(F)[a]	50	20
U_{nat}	600	200
^{239}Pu (Clase Y)	9000	3000
^{241}Am	2000	700
Gases nobles	Insignificante (prácticamente 0)	Insignificante (prácticamente 0)

[a] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte IV

IMPACTO SOBRE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD

Esta parte del manual se divide en tres secciones principales. La primera expone lo que se entiende por defensa en profundidad, lo que seguramente será familiar para la mayoría de los lectores. La segunda sección presenta los principios generales que deben utilizarse para clasificar los sucesos atendiendo a la defensa en profundidad; como han de abarcar un amplio espectro de tipos de instalaciones y sucesos, son de naturaleza genérica. La Sección 3 aporta orientación más detallada a fin de que se apliquen de una forma coherente. Esta orientación se amplía en la Parte V, que da pautas mas específicas para cierto tipo de sucesos y aporta una serie de ejemplos trabajados.

IV–1. ANTECEDENTES

La prevención de accidentes e incidentes radiológicos, y por tanto la seguridad de una instalación nuclear, se basa en un buen diseño y operación. El método de la defensa en profundidad se aplica en general a estos dos aspectos y se admite la posibilidad de fallos de equipo, errores humanos y que se produzcan evoluciones imprevistas.

La definición de defensa en profundidad del Grupo Asesor Internacional en Seguridad Nuclear es la siguiente:

> "A fin de compensar potenciales fallos humanos y mecánicos, se aplica el concepto de defensa en profundidad, centrado en varios niveles de protección que incluyen barreras sucesivas que impiden la liberación de sustancias radiactivas al medio ambiente. El concepto incluye la protección de las barreras mediante la prevención de daños a la central y a las propias barreras. Ello incluye medidas adicionales para proteger al público y al medio ambiente de daños en caso de que estas barreras no sean plenamente eficaces."[4]

Todas las instalaciones nucleares y el transporte del material radiactivo cuentan con disposiciones similares de defensa en profundidad que cubren la protección del público y los trabajadores e incluyen los medios para impedir la transferencia de material a lugares mal protegidos, así como para impedir liberaciones radiactivas. Por

---

[4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999) 17.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

lo tanto, la defensa en profundidad es una combinación de diseño conservador, garantía de calidad, actividades de vigilancia, medidas de mitigación y una cultura de seguridad general que fortalece cada capa sucesiva.

La operación segura se mantiene por medio de las tres funciones básicas de seguridad:

a) Control de la reactividad o de las condiciones de proceso;
b) Refrigeración del material radiactivo;
c) Confinamiento del material radiactivo.

Cada función de seguridad se realiza mediante un buen diseño, una operación bien controlada y una serie de sistemas y controles administrativos. En el estudio de seguridad de la central, los sistemas operacionales pueden distinguirse de las disposiciones de seguridad; si un sistema operacional falla, entonces operarán disposiciones adicionales de seguridad a fin de mantener la función de seguridad. Las disposiciones de seguridad pueden ser procedimientos, controles administrativos o sistemas, activos o pasivos, que normalmente se prevén en forma redundante, con su disponibilidad sujeta a condiciones y límites de operación (CLO).

La frecuencia de amenazas a las disposiciones de seguridad se minimiza con un buen diseño, operación, mantenimiento, vigilancia, etc. Por ejemplo, la frecuencia de fallos del circuito primario de un reactor se minimiza mediante márgenes de diseño, control de calidad, restricciones operativas, vigilancia y así sucesivamente. Análogamente, la frecuencia de transitorios del reactor se minimiza mediante procedimientos de operación, sistemas de control, etc. Los sistemas normales de operación y control contribuyen a minimizar la frecuencia de amenazas a las disposiciones de seguridad.

En ciertas ocasiones no es posible reducir significativamente la frecuencia de amenazas a una disposición de seguridad, por ejemplo, intentos de entrada en celdas que potencialmente contienen fuentes. En estos casos las funciones de seguridad sólo se aseguran mediante disposiciones de seguridad de integridad adecuada.

IV–2. PRINCIPIOS GENERALES PARA LA CLASIFICACIÓN DE SUCESOS

Esta orientación es de aplicación a una amplia serie de instalaciones nucleares y su inventario radiactivo por lo que la cronología de los sucesos en ellas variará ampliamente. Es importante tener en cuenta estos factores en la clasificación de sucesos y es inevitable que la orientación al respecto sea genérica y que haya que aplicar buen criterio. En secciones posteriores se da orientación más específica.

Aunque hay tres niveles por encima de nivel 0 para el impacto sobre la defensa en profundidad, en algunas instalaciones las máximas consecuencias posibles fuera o

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

dentro del emplazamiento están limitadas por el inventario radiactivo y el mecanismo de liberación. Está claro que el máximo nivel posible con respecto al impacto en la defensa en profundidad, cuando se ha impedido un accidente, debe ser más bajo que el máximo nivel posible con respecto al impacto en el emplazamiento o fuera de él. Si el máximo nivel posible dentro o fuera del emplazamiento para una actividad determinada no puede ser mayor que el nivel 4 de la escala debido a sus limitadas consecuencias potenciales, una clasificación máxima de nivel 2 será la adecuada atendiendo a la defensa en profundidad. De forma similar, si el máximo nivel potencial no puede exceder del nivel 2, entonces el máximo nivel para la defensa en profundidad será el 1.

Una instalación puede, por supuesto, abarcar una serie de actividades y en este contexto cada actividad debe considerarse separadamente. Por ejemplo, el almacenamiento de residuos y las operaciones del reactor deben considerarse como actividades separadas, incluso aunque puedan tener lugar en una misma instalación.

Tras determinar el límite superior atendiendo a la defensa en profundidad, la clasificación básica se hace evaluando la probabilidad de que el suceso hubiera podido originar un accidente, no utilizando técnicas probabilistas directamente sino considerando si las disposiciones de seguridad fueron amenazadas y qué fallos adicionales de esas disposiciones habrían sido necesarios para dar lugar a un accidente. También se considera si el suceso ha evidenciado aspectos de cultura de seguridad subyacentes que puedan haber incrementado la probabilidad de que se produjera un accidente.

Por lo tanto, para clasificar un suceso se deben seguir los siguientes pasos:

1) El límite superior de clasificación por concepto de defensa en profundidad se establece teniendo en cuenta las máximas consecuencias radiológicas potenciales (es decir, la máxima clasificación potencial de las actividades de relevancia en la instalación según los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento). En la Sección IV– 3.1 se dan orientaciones adicionales para establecer las máximas consecuencias potenciales.
2) A continuación, la clasificación básica se determina teniendo en cuenta el número y eficacia de las disposiciones de seguridad existentes (en el plano del equilibrio y en el administrativo), para la prevención, vigilancia y mitigación, incluyendo las barreras activas y pasivas. Al determinar el número y eficacia de tales disposiciones es importante tener en cuenta el tiempo disponible y el tiempo requerido para la identificación y aplicación de las acciones correctivas adecuadas. En la Sección IV–3.2 se ofrece orientación adicional sobre la evaluación de las disposiciones de seguridad.
3) Además de los planteamientos anteriores, se debe considerar la subida de la clasificación básica, según se explica en la Sección IV–3.3, sin rebasar el límite superior de clasificación por concepto de defensa en profundidad establecido en el párrafo 1) anterior. La subida de nivel responde a aquellos aspectos del suceso que puedan indicar una degradación más profunda de la planta o de los

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

aspectos organizativos de la instalación. Los factores considerados son los fallos por causa común, los procedimientos inadecuados y las deficiencias en la cultura de seguridad. Tales factores no intervienen en la clasificación básica y pueden indicar que la importancia del suceso con respecto a la defensa en profundidad es mayor que la considerada en el proceso de clasificación clásica. Por lo tanto, se considera si procede subir esa clasificación en un nivel a fin de comunicar la verdadera importancia del suceso al público.

Evidentemente, además de considerarlo bajo el concepto de defensa en profundidad, cada suceso debe considerarse también atendiendo a su impacto fuera del emplazamiento, y en él.

IV–3. ORIENTACIÓN DETALLADA PARA LA CLASIFICACIÓN DE SUCESOS

IV–3.1. Determinación de las máximas consecuencias potenciales

Para evaluar la mayoría de los sucesos que afectan al núcleo de los reactores de potencia o a su combustible gastado guardado en piscinas, no suele ser necesario considerar específicamente las máximas consecuencias potenciales. La posibilidad teórica de una gran liberación es asumida y por lo tanto el límite superior de clasificación por concepto de defensa en profundidad es el nivel 3.

Para otras instalaciones o para las actividades en que sólo está presente una pequeña fracción del inventario del núcleo (por ejemplo, manejo de combustible), es necesario considerar las máximas consecuencias potenciales (es decir, la máxima clasificación potencial atendiendo al impacto fuera y dentro del emplazamiento) si fallaran todas las disposiciones de seguridad. En algunas instalaciones quizá no sea físicamente posible alcanzar los niveles altos de INES incluso a causa de accidentes extremadamente improbables. Las máximas consecuencias potenciales no son específicas del tipo de suceso sino que guardan relación con una serie de operaciones realizadas en la instalación.

Al evaluar la máxima clasificación potencial atendiendo al impacto fuera o dentro del emplazamiento, se deben tener en cuenta los siguientes principios generales:

a) Cualquier emplazamiento puede contener una serie de instalaciones con diversas tareas desarrolladas en cada instalación. Así, la máxima clasificación potencial será específica del tipo de instalación en que ocurra el suceso y del tipo de operaciones que se lleven a cabo en el momento del suceso.
b) Es necesario considerar el inventario radiactivo que podría haber sido afectado por el suceso, las propiedades físicas y químicas del material involucrado y los mecanismos por los que la actividad podría haberse dispersado.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

c) La evaluación no debería centrarse en los escenarios considerados en la justificación de seguridad de la planta sino en los accidentes físicamente posibles en caso de deficiencias en todas las disposiciones de seguridad de la central amenazadas por el suceso.

Estos principios pueden ilustrarse mediante los ejemplos siguientes:

1) En los sucesos asociados con el mantenimiento de los enclavamientos de entrada a una celda, las máximas consecuencias potenciales estarán probablemente relacionadas con la exposición del trabajador. Si los niveles de radiación son suficientemente altos como para causar la muerte del trabajador al entrar en la celda y no existen medidas mitigadoras, entonces la máxima clasificación potencial es la de nivel 4, atendiendo al impacto en el emplazamiento.
2) En los sucesos relativos a pequeños reactores de investigación (es decir, con una potencia menor de 1 MW), aunque existan los mecanismos físicos para la dispersión de una fracción significativa del inventario (por accidente de criticidad o pérdida de refrigeración del combustible), el inventario total es tal que la máxima clasificación potencial no podría superar el nivel 4, por concepto del impacto fuera o dentro del emplazamiento, incluso si fallaran todas las disposiciones de seguridad.
3) En las instalaciones de reprocesado y otras de procesado de compuestos de plutonio, el inventario y los mecanismos físicos presentes de dispersión de una fracción significativa de ese inventario (por accidentes de criticidad, explosiones químicas o incendios), son tales que la máxima clasificación potencial podría superar el nivel 4, atendiendo al impacto fuera o dentro del emplazamiento, si todas las disposiciones de seguridad fallaran.
4) En las plantas de fabricación de combustible y enriquecimiento de uranio, las liberaciones tienen aspectos de seguridad químicos y radiológicos. Se debe subrayar que el riesgo químico debido a la toxicidad del fluoruro de uranio es mayor que el radiológico. Pero la escala INES sólo se refiere a la evaluación de este último. Desde un punto de vista radiológico, no son concebibles consecuencias graves fuera o dentro del emplazamiento que determinen una clasificación superior al nivel 4, causadas por una liberación de uranio o de esos compuestos.

IV–3.2. Determinación de la clasificación básica teniendo en cuenta la eficacia de las disposiciones de seguridad

Debido a que el análisis de seguridad de los reactores nucleares durante su operación a potencia sigue una práctica internacional común, es posible dar orientación más específica sobre cómo evaluar las disposiciones de seguridad en el caso de los

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

sucesos que afectan a reactores en régimen de potencia. Además, como se indica al principio de la Sección IV–3.1, para la clasificación no es preciso tener en cuenta explícitamente las máximas consecuencias potenciales. El método se basa en la consideración de **indicadores, funciones de seguridad** y **sistemas de seguridad**. Estos términos, que resultarán familiares a aquellos involucrados en los análisis de seguridad, se explican con más detalle a continuación. Otros sucesos en emplazamientos de reactores, por ejemplo, los asociados con una parada del reactor u otras instalaciones en el emplazamiento, se deben clasificar utilizando el método de capas de seguridad descrito en la Sección IV–3.2.2. De forma similar, para los sucesos en reactores de investigación se debe utilizar el método de capas de seguridad y tener en cuenta adecuadamente las máximas consecuencias potenciales así como la filosofía de diseño. El Apéndice II da una visión global del método seguido para ayudar a los nuevos usuarios de la escala.

IV–3.2.1. Sucesos que ocurren en reactores en régimen de potencia (método del iniciador)

Un iniciador o suceso iniciador es un suceso identificado que origina una desviación del estado normal de operación y amenaza una o más funciones de seguridad. Los iniciadores se usan en el análisis de seguridad para evaluar la validez de los sistemas de seguridad instalados: el iniciador es una incidencia que supone una amenaza a los sistemas de seguridad y les hace funcionar.

Los sucesos que conllevan un impacto en la defensa en profundidad de la planta generalmente tendrán dos formas posibles:

— Bien sea un iniciador (suceso iniciador) que hace que funcione algún sistema de seguridad en particular diseñado para afrontar las consecuencias de este iniciador;
— O bien una degradación de la capacidad operativa de una función de seguridad debida a que están degradados uno o más sistemas de seguridad sin que ocurra el iniciador para el cual se han previsto estos sistemas.

En el primer caso la clasificación del suceso depende principalmente del alcance de la degradación de la capacidad de operación de las funciones de seguridad. Sin embargo, la gravedad también depende de la frecuencia prevista del iniciador en cuestión.

En el segundo caso no hay una desviación real de la operación normal de la planta, pero la degradación observada de la capacidad operativa de la función de seguridad podría acarrear consecuencias significativas si realmente ocurriera uno de los iniciadores para los que se prevén los sistemas de seguridad degradados. En tal supuesto, la clasificación del suceso depende de:

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

— La frecuencia prevista del iniciador potencial,
— La capacidad de operación de la función de seguridad correspondiente, garantizada por la capacidad operativa de determinados sistemas de seguridad.

Hay que señalar que un suceso puede categorizarse bajo ambos aspectos.

El método básico para clasificar tales sucesos es, por lo tanto, identificar la frecuencia de los iniciadores que interesen y la capacidad operativa de las funciones de seguridad afectadas. Se utilizan dos tablas para identificar la clasificación básica adecuada. El Apéndice III da más información sobre la forma de obtener las tablas. Más abajo se ofrecen orientaciones detalladas para la clasificación.

IV–3.2.1.1. Determinación de la frecuencia de los iniciadores

Se han seleccionado cuatro categorías de frecuencia del iniciador diferentes:

1) *Esperado.* Esto abarca los iniciadores que se espera ocurran una o varias veces durante la vida operativa de la central.
2) *Posible*. Iniciadores que no son ‘esperados’, pero tienen una frecuencia prevista durante la vida de la planta superior aproximadamente a un 1% (es decir, alrededor de 3×10^{-4} por año).
3) *Improbable*. Iniciadores considerados en el diseño de la central que son menos probables que los anteriores.
4) *Fuera de diseño*. Iniciadores de frecuencia muy baja, no incluidos normalmente en el análisis de seguridad convencional de la central. Cuando se adoptan sistemas de protección contra estos iniciadores, no incluyen necesariamente el mismo grado de redundancia y diversidad que las medidas contra los accidentes previstos en la base de diseño.

Cada central tiene su propia lista y clasificación de iniciadores. El Apéndice IV da ejemplos típicos de iniciadores base de diseño pertenecientes a las cuatro categorías anteriores. Las pequeñas perturbaciones de la central que se corrigen con los sistemas de control (a diferencia de los de seguridad) no se incluyen entre los iniciadores. El iniciador puede ser diferente según la incidencia que da comienzo al suceso. Por otro lado, a menudo es posible agrupar una serie de secuencias de sucesos diferentes bajo un único iniciador.

En muchos sucesos será necesario considerar más de un iniciador, de cada uno de los cuales resultará una clasificación. El nivel del suceso será el más alto de los niveles asociados con cada iniciador. Por ejemplo, una excursión de potencia en un reactor podría ser un iniciador que amenace la función protectora. La operación satisfactoria del sistema de protección llevaría entonces a una parada. En tal caso, sería

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

necesario considerar el disparo del reactor como un iniciador que amenaza la función de refrigeración del combustible.

IV–3.2.1.2. Capacidad operativa de las funciones de seguridad

Las tres funciones básicas de seguridad son:

a) Control de la reactividad o de las condiciones de proceso,
b) Refrigeración del material radiactivo,
c) Confinamiento del material radiactivo.

Estas funciones se realizan mediante sistemas pasivos (como barreras físicas) y activos (como el sistema de protección del reactor). Diferentes sistemas de seguridad pueden contribuir a una función de seguridad determinada, y esta función puede cumplirse incluso cuando uno de ellos no esté disponible. Igualmente serán precisos sistemas de apoyo, como los de suministro eléctrico, refrigeración e instrumentación, para asegurar el cumplimiento de alguna función de seguridad. Es importante considerar la capacidad de operación de la función de seguridad al clasificar los sucesos, no la capacidad operativa de un sistema dado. Un sistema o componente se considerará en condiciones de operar cuando sea capaz de cumplir su función en la forma requerida.

Las condiciones y límites de operación son las que rigen la capacidad operativa de cada sistema de seguridad. En la mayoría de los países forman parte de las especificaciones técnicas.

La capacidad de operación de una función de seguridad para un iniciador determinado puede variar desde un estado en que todos los componentes de los sistemas de seguridad previstos para cumplir esa función sean plenamente operativos hasta un estado donde esa capacidad sea insuficiente para la función de seguridad a realizar. A fin de ofrecer una base para la clasificación de sucesos, se consideran cuatro categorías de capacidad de operación.

A. Plena

Todos los sistemas y componentes de seguridad previstos en el diseño para afrontar el iniciador en cuestión a fin de limitar sus consecuencias son plenamente operativos (es decir, se dispone de redundancia y diversidad).

B. Mínima requerida por las CLO

Capacidad de operación mínima de los sistemas de seguridad que cumplen la función de seguridad prescrita en las CLO, y para la que se permite continuar el

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

funcionamiento en régimen de potencia, incluso durante un tiempo limitado. Este nivel de capacidad corresponderá generalmente a la capacidad operativa mínima de los diferentes sistemas de seguridad a la que puede cumplirse la función de seguridad para todos los iniciadores considerados en el diseño de la central. Sin embargo, todavía puede existir redundancia y diversidad para ciertos iniciadores.

C. Adecuada

Grado de capacidad operativa de los sistemas de seguridad suficiente para lograr la función de seguridad que requiere el iniciador considerado. En algunos sistemas de seguridad, esto corresponderá a un grado de capacidad menor que el prescrito en las CLO. Un ejemplo sería un caso en que las CLO prescriban que cada uno de los diversos sistemas de seguridad sean capaces de operar, pero sólo uno tenga esa capacidad, o en que todos los sistemas de seguridad diseñados para garantizar una función de seguridad son incapaces de operar durante un tiempo tan corto que la función de seguridad, aunque fuera de los requisitos de las CLO, está aún garantizada por otros medios (por ejemplo, la función de seguridad 'refrigeración del combustible' puede garantizarse si ocurre un apagón total sólo durante un corto tiempo). En otros casos, las categorías B y C pueden ser la misma.

D. Inadecuada

La degradación de la capacidad operativa de los sistemas de seguridad es tal que la función de seguridad no puede cumplirse para el iniciador considerado.

Debe observarse que aunque C y D representan una gama de estados de la planta, A y B representan capacidades de operación específicas. Así, la capacidad operativa real puede situarse entre las definidas por A y B, es decir, puede ser menor que plena pero mayor que el mínimo permitido para continuar la operación en régimen de potencia. De esto trata la Sección IV–3.2.1.3 a).

IV–3.2.1.3. Estimación de la clasificación básica

A fin de determinar la categoría básica, primero se decide si hubo o no una amenaza real a los sistemas de seguridad (un iniciador real). En tal caso, la Sección IV–3.2.1.3. a) es la adecuada, de lo contrario la adecuada es la Sección IV–3.2.1.3. b). Puede ser necesario considerar un suceso aplicando ambas secciones si ocurre un iniciador y revela una capacidad reducida en una función no amenazada por el iniciador real, por ejemplo, si un disparo del reactor sin pérdida de alimentación eléctrica exterior revela una capacidad operativa reducida de los generadores Diesel. En caso de sucesos que impliquen fallos potenciales, por ejemplo, el descubrimiento de defectos estructurales, se utiliza un método similar al descrito en la Sección IV–3.2.3.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

a) Sucesos con un iniciador real

El primer paso es decidir la frecuencia con que ese tipo de iniciador está previsto en el diseño. Al decidir la categoría apropiada, lo que es relevante es la frecuencia supuesta en el estudio de seguridad (la justificación de la seguridad de la central y su entorno operativo). El Apéndice IV aporta algunos ejemplos.

El segundo paso es determinar la capacidad operativa de la función de seguridad amenazada por el iniciador. Es importante considerar sólo las funciones de seguridad amenazadas. Si se descubre la degradación de otros sistemas de seguridad, debe evaluarse aplicando la Sección IV–3.2.1.3 b) al iniciador que habría amenazado esa función de seguridad. También es importante advertir que al decidir si la capacidad de operación está o no dentro de lo prescrito por las CLO, deben considerarse los requisitos relativos a la capacidad antes del suceso, no los aplicables durante el suceso. Si dicha capacidad está dentro de los requisitos y además es meramente adecuada, debe utilizarse la categoría C.

La clasificación del suceso debe entonces determinarse según la Tabla III. Cuando se pueda elegir la clasificación, la elección se basará en el grado de redundancia y diversidad disponible para el iniciador considerado. Si la capacidad operativa de la función de seguridad es sólo adecuada (es decir, un fallo más habría originado un accidente), es apropiado el nivel 3. En el caso B.1 de la Tabla III el valor más bajo será apropiado si aún se dispone de considerable redundancia y diversidad.

Cuando la capacidad operativa de la función de seguridad es mayor que el mínimo requerido por las CLO, pero menor que ‘Plena’, es posible que existan redundancia y diversidad considerables para los iniciadores esperados. En tales casos, el nivel 0 será el más apropiado.

Los iniciadores fuera de diseño no se incluyen específicamente en la Tabla III. Si ocurre un iniciador de ese tipo, entonces serán apropiados los niveles 2 o 3 en el contexto de la defensa en profundidad, según la redundancia de los sistemas de protección. Sin embargo, es posible que iniciadores fuera de diseño originen un accidente que deba clasificarse por su impacto fuera o dentro del emplazamiento.

TABLA III. SUCESOS CON UN INICIADOR REAL

Frecuencia del iniciador / Capacidad operativa de la función de seguridad	Esperado	Posible	Improbable
A Plena	0	1	2
B Dentro de los requisitos de las CLO	1/2	2/3	2/3
C Adecuada	2/3	2/3	2/3
D Inadecuada	3+	3+	3+

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA IV. SUCESOS SIN UN INICIADOR REAL

Frecuencia del iniciador / Capacidad operativa de la función de seguridad	Esperado	Posible	Improbable
A Plena	0	0	0
B Dentro de los requisitos de las CLO	0	0	0
C Adecuada	1/2	1	1
D Inadecuada	3	2	1

Si se producen hechos peligrosos internos o externos tales como incendios, explosiones externas o tornados, pueden clasificarse utilizando la tabla. El hecho peligroso en sí no debe considerarse como el iniciador, sino que los sistemas de seguridad que permanezcan con capacidad operativa deben evaluarse frente un iniciador ocurrido y/o frente a iniciadores potenciales.

b) Sucesos sin un iniciador real

El primer paso es determinar la capacidad operativa de la función de seguridad. En la práctica, los sistemas o componentes de seguridad pueden encontrarse en un estado no plenamente descrito por cualquiera de las cuatro categorías. Dicha capacidad puede ser menor que la plena pero mayor que el mínimo requerido por las CLO, o la totalidad del sistema puede estar disponible pero degradado por pérdida de funciones de indicación. En tales casos deben utilizarse las categorías apropiadas para obtener el posible marco de clasificación y se debe proceder con buen criterio para determinar la clasificación adecuada. Si la capacidad de operación es sólo adecuada pero aún se sitúa dentro de las CLO, debe utilizarse la categoría B.

El segundo paso es determinar la frecuencia del iniciador para el cual se requiere la función de seguridad. Si hay más de un iniciador relevante, entonces debe considerarse cada uno. Debe utilizarse el que dé la clasificación más alta. Si la frecuencia se sitúa en el límite entre dos categorías, será menester un cierto grado de apreciación. En el caso de los sistemas específicamente previstos para la protección contra hechos peligrosos, esos hechos deben considerarse como el iniciador.

La clasificación del suceso se debe determinar entonces según la Tabla IV. Cuando sea posible una elección, ésta dependerá de si la capacidad operativa es meramente adecuada o de si aún existe redundancia y/o diversidad para el iniciador considerado. Si el período de incapacidad operativa fue muy corto comparado con el intervalo entre las pruebas de los componentes del sistema de seguridad, debe considerarse la posibilidad de reducir la clasificación básica del suceso.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

La Tabla IV no incluye específicamente iniciadores fuera de diseño. Cuando la capacidad operativa de la función de seguridad afectada es menor que el mínimo requerido por las CLO, es apropiado el nivel 1. Si esa capacidad es mayor que el mínimo requerido por las CLO, o las CLO no prevén límites de la capacidad de operación del sistema, el nivel 0 es el adecuado.

IV–3.2.2. Todos los demás sucesos, es decir, cualquier suceso no asociado con reactores en régimen de potencia (el método de capas)

Para clasificar un suceso, es necesario considerar las disposiciones de seguridad y evaluar el número de capas de seguridad independientes que impiden un accidente. Al hacer esto también es necesario tener en cuenta el tiempo disponible y el requerido para adoptar acciones correctivas eficaces. Cada uno de estos aspectos se considera a continuación.

IV–3.2.2.1. Tiempo disponible

En algunas situaciones, el tiempo disponible para llevar a cabo acciones correctivas puede ser bastante mayor que el requerido para esas acciones y, por lo tanto, hacer posible que se disponga de capas de seguridad adicionales. Estas capas de seguridad adicionales se pueden tener en cuenta siempre que existan procedimientos para ejecutar las medidas requeridas. En algunos casos, el tiempo disponible puede ser tal que haya una gama completa de capas de seguridad potenciales con las que pueda contarse y no se haya considerado necesario en la justificación de seguridad identificar cada una de ellas en detalle, ni incluir en el procedimiento los pormenores de cómo poder contar con cada una de ellas. En tales casos la disponibilidad de este largo intervalo de tiempo supone una capa de seguridad muy fiable y esto también debe tenerse en cuenta, como se explica en la próxima sección.

IV–3.2.2.2. Determinación de capas de seguridad

Se considera que una capa de seguridad es una disposición de seguridad que no puede dividirse en partes redundantes. Así, si la función de refrigeración estaba asegurada por dos series de medidas distintas en un 100%, éstas deben considerarse como dos capas de seguridad distintas, a no ser que tengan un sistema de apoyo común no redundante.

Las capas de seguridad pueden basarse en un diseño pasivo, componentes activos o controles administrativos. Pueden incluir procedimientos de vigilancia, aunque debe tenerse en cuenta que la vigilancia por sí sola no constituye una capa de seguridad; también se requieren los medios para aplicar las medidas correctivas.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Al examinar el número de capas de seguridad es necesario asegurarse de que la eficacia de ciertas capas distintas consistentes en equipo no se reduce a causa de un sistema de apoyo común o una acción del operador común en respuesta a alarmas o indicaciones. En tales casos, aunque tal vez haya varias capas formadas por equipo es posible que sólo exista una capa de seguridad eficaz.

Cuando se considere que los controles administrativos forman capas de seguridad, es importante comprobar la medida en que los distintos procedimientos pueden estimarse independientes y cerciorarse de que cada uno de ellos ofrece fiabilidad suficiente para ser admitido como capa de seguridad. No es posible facilitar orientación más explícita, por lo que es inevitable proceder con buen criterio.

En algunas situaciones puede estar disponible una capa de seguridad de alta integridad, por ejemplo un cofre de transporte de combustible adecuadamente utilizado, una vasija de un reactor a presión o una medida de seguridad basada en fenómenos pasivos que ocurren de forma natural, como la refrigeración por convección. En tales casos, si se demuestra que la capa tiene una integridad/fiabilidad extremadamente alta, sería evidentemente inapropiado considerarla tan sólo como una única capa de seguridad al aplicar estas orientaciones. Una capa de seguridad de alta integridad debe tener las siguientes características:

a) Estar diseñada para hacer frente a todos los fallos de interés considerados en la base de diseño y reconocerse explícita o implícitamente en la justificación de seguridad de la planta que requiere un nivel de integridad o fiabilidad especialmente alto;
b) Su integridad se asegura mediante inspección o vigilancia adecuadas de tal modo que se puede detectar cualquier degradación de esa integridad;
c) Si se detecta en ella cualquier degradación, hay medios claros para afrontarla y aplicar medidas correctivas, ya sea porque se recurre a procedimientos preestablecidos, o porque se dispone de largos intervalos de tiempo para reparar o mitigar el fallo.

Un ejemplo de una capa de alta integridad sería una vasija. Los controles administrativos no satisfacen normalmente los requisitos de una capa de alta integridad aunque, como se indica más arriba, ciertos procedimientos de operación también pueden contemplarse como capas de seguridad de alta integridad si hay muy largos períodos de tiempo disponibles para aplicar las medidas requeridas, corregir los errores de operador que puedan ocurrir y existe una amplia gama de medidas disponibles.

IV–3.2.2.3. Estimación de la clasificación básica

Tras comprobar las máximas consecuencias potenciales y el número de capas de seguridad eficaces, la clasificación básica se determinará como sigue:

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA V. CLASIFICACIÓN DE SUCESOS UTILIZANDO EL MÉTODO DE CAPAS DE SEGURIDAD

Máximas consecuencias potenciales	INES	INES	INES
Número de capas de seguridad remanentes	niveles 5, 6, 7	niveles 3, 4	niveles 2 o 1
A Más de 3	0[a]	0[a]	0[a]
B 3	1	0[a]	0[a]
C 2	2	1	0[a]
D 1 o 0	3	2	1

[a] Si la capacidad de operación de las capas de seguridad no se ajusta a los requisitos de las CLO, las orientaciones de la Sección IV–3.3 pueden llevar a una clasificación de nivel 1.

1) En el análisis de seguridad de la planta se identificará una amplia gama de sucesos que se hayan tenido en cuenta en el diseño. Se reconocerá que cabe razonablemente esperar que algunos de ellos ocurran durante la vida de la planta (es decir, tendrán una frecuencia mayor que $1/N$ por año, siendo N la vida esperada de la planta). Si la amenaza a las disposiciones de seguridad implicada por el suceso fue un suceso esperado y los sistemas de seguridad previstos para hacerle frente estuvieron plenamente disponibles antes del suceso y funcionaron según lo previsto, el suceso debe clasificarse como de nivel 0. De manera similar, si no hay una amenaza real a las disposiciones de seguridad pero se descubre que están degradadas, el suceso se debe clasificar a nivel 0 si la degradación de la capacidad operativa de las disposiciones de seguridad se ha mantenido dentro de los requisitos de las CLO.
2) En todas las demás situaciones, debe utilizarse la Tabla V para determinar la clasificación básica.

Si sólo permanece una capa de seguridad pero cumple todos los requisitos indicados anteriormente para ser de alta integridad, una clasificación básica de nivel 0 sería la apropiada.[5]

Si el período de indisponibilidad de una capa de seguridad fue muy corto comparado con el intervalo entre las pruebas de los componentes de la capa de seguridad, debe considerarse la posibilidad de reducir la clasificación básica del suceso. Este método requiere inevitablemente más discernimiento que el descrito en la

[5] Si la capacidad de operación de las capas de seguridad no se ajusta a los requisitos de las CLO, las orientaciones de la Sección IV–3.3 pueden llevar a una clasificación de nivel 1.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Sección IV–3.2.1, pero la Sección V–1 aporta orientación adicional para tipos de sucesos específicos y la Sección V–2 ofrece algunos ejemplos genéricos de la utilización del método de capas de seguridad.

IV–3.2.3. Sucesos potenciales (inclusive defectos estructurales)

Algunos sucesos no amenazan por sí mismos las disposiciones de seguridad pero suponen un incremento de la probabilidad de esa amenaza. Son ejemplos el descubrimiento de defectos estructurales, una fuga terminada por una acción del operador, o fallos descubiertos en sistemas de control de proceso. El método para clasificar tales sucesos se describe a continuación.

El programa de vigilancia está pensado para identificar los defectos estructurales antes de que su magnitud se haga inaceptable. Si el defecto se ajusta a este requisito, el nivel 0 será el apropiado. Si el defecto es mayor que el esperado conforme al programa de vigilancia, su categorización debe tener en cuenta dos factores.

Primero, la significación del componente defectuoso para la seguridad se debe determinar suponiendo que el defecto haya causado el fallo del componente y aplicando la parte apropiada de la Sección IV–3. En caso de aplicarse la Sección IV–3.2.1 (reactores en régimen de potencia), si el defecto está en un sistema de seguridad, aplicando la Sección IV–3.2.1.3 b) se tendrá el límite superior de la clasificación básica. Puede ser necesario considerar la posibilidad de un fallo en modo común. Si el defecto se ha dado en un componente cuyo fallo puede producir un iniciador, la aplicación de la Sección IV–3.2.1.3 a) dará el valor superior de la clasificación básica.

La clasificación potencial obtenida de este modo se debe ajustar en función de la probabilidad de que el defecto hubiera producido el fallo de un componente y considerando los factores adicionales examinados en la Sección IV–3.3.

Pueden evaluarse otros sucesos potenciales de forma similar a la descrita más arriba. Primero, la importancia de la amenaza potencial se evalúa suponiendo que ha existido efectivamente y aplicando la parte apropiada de la Sección IV–3, basada en la capacidad operativa de las disposiciones de seguridad que existían en ese momento. Segundo, la clasificación se reduce atendiendo a la probabilidad de que la amenaza potencial hubiera podido ser originada por el suceso que realmente ocurrió. El nivel al que la clasificación debe reducirse tendrá que basarse en una apreciación acertada.

IV–3.2.4. Sucesos clasificados por debajo de escala a nivel 0

En general, los sucesos se deben clasificar por debajo de escala a nivel 0 únicamente si la aplicación de los procedimientos descritos anteriormente no da lugar a una clasificación más alta. Sin embargo, siempre que ninguno de los factores

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

adicionales expuestos en la Sección IV–3.3 sea aplicable, los siguientes tipos de sucesos son ejemplos típicos de los que suelen clasificarse por debajo de escala a nivel 0:

— Disparo del reactor que evoluciona normalmente;
— Operación espuria de los sistemas de seguridad[6] seguida de un retorno normal a operación sin que afecte a la seguridad de la instalación;
— Degradación no significativa de las barreras (tasa de fugas menor que la requerida por las CLO);
— Fallos únicos o incapacidad operativa de un componente de un sistema redundante descubiertos durante una prueba o inspección periódica programada.

IV–3.3. Consideración de factores adicionales

Ciertos aspectos particulares pueden amenazar simultáneamente diferentes capas de la defensa en profundidad, y por consiguiente deben considerarse factores adicionales que pueden justificar la clasificación de un suceso en un nivel por encima del resultante de las orientaciones precedentes.

Los principales factores adicionales que actúan de esa forma son:

— Fallos por causa común,
— Procedimientos inadecuados,
— Deficiencias en la cultura de seguridad.

Debido a estos factores, puede ocurrir que un suceso se clasifique como de nivel 1, aunque carezca por sí mismo de significación para la seguridad.

Al considerar la subida de nivel de la clasificación básica a causa de estos factores, es preciso atender a los siguientes aspectos:

1) Alguno de los factores anteriores puede haberse tenido ya en cuenta en la clasificación básica, por ejemplo el fallo en modo común. Por tanto, es importante tener cuidado de no contar dos veces tales fallos. Dando cabida a todos los factores adicionales, la clasificación de un suceso sólo puede subirse en un nivel.
2) La clasificación del suceso no debe elevarse más allá del máximo nivel deducido en conformidad con la Sección IV–2; este nivel máximo se debe aplicar

[6] A este respecto una operación espuria incluiría la operación de un sistema de seguridad como resultado del mal funcionamiento de un sistema de control, deriva de instrumento o error humano individual. En cambio, la actuación del sistema de seguridad iniciada por variaciones de los parámetros físicos causadas por acciones no premeditadas en otro lugar de la planta no se consideraría iniciación espuria del sistema de seguridad.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

únicamente si hubiera ocurrido un accidente en caso de haber tenido lugar otro suceso (ya fuese un iniciador esperado u otro fallo de un componente).

IV–3.3.1. Fallos por causa común

Un fallo por causa común es el hecho de que varios dispositivos o componentes no realicen sus funciones como resultado de un suceso o causa único específico. En particular, puede originar el fallo de componentes o dispositivos redundantes destinados a realizar la misma función de seguridad. Esto puede implicar que la fiabilidad de la función de seguridad completa sea mucho menor que la esperada. La gravedad de un suceso que produce un fallo por causa común que afecta a uno o varios componentes es por lo tanto mayor que un fallo aleatorio que afecta a los mismos componentes.

Los sucesos que conllevan una dificultad de operación de sistemas, debido a falta de información o a información errónea, también pueden tenerse en cuenta para elevar la clasificación basada en un fallo por causa común.

IV–3.3.2. Procedimientos inadecuados

Los procedimientos inadecuados pueden producir una amenaza simultánea a varias capas de la defensa en profundidad. Por lo tanto, esa inadecuación es otra posible razón para aumentar el nivel en la escala. Algunos ejemplos son: las instrucciones incorrectas o inadecuadas dadas a los operadores para hacer frente a un suceso (durante el accidente de Three Mile Island en 1979, los procedimientos que tenían que utilizar los operadores en caso de actuación de la inyección de seguridad no se adaptaban a la situación particular de pérdida de refrigerante en la fase de vapor del presionador); las deficiencias en el programa de vigilancia manifestadas por anomalías no descubiertas gracias a los procedimientos normales, o períodos de indisponibilidad de la planta que exceden con creces del intervalo de prueba.

IV–3.3.3. Sucesos con implicaciones para la cultura de seguridad

La cultura de seguridad se ha definido como “el conjunto de características y actitudes en organizaciones e individuos que establece, como prioridad suprema, que los temas de seguridad nuclear de la planta reciban la atención requerida por su importancia”. Una buena cultura de seguridad ayuda a evitar incidentes; en cambio, una falta de cultura de seguridad puede dar lugar a que los operadores actúen de formas que no están de acuerdo con las hipótesis de diseño. La cultura de seguridad, por lo tanto, ha de considerarse como parte de la defensa en profundidad y por consiguiente, una deficiencia en la cultura de seguridad puede justificar el aumento en un nivel al clasificar un suceso.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Para que merezca un aumento por deficiencia en la cultura de seguridad, el suceso ha de considerarse como un indicador real de una deficiencia en la cultura de seguridad global.

Algunos ejemplos de tales indicadores pueden ser:

— Una violación de las condiciones y límites de operación o una violación de un procedimiento sin justificación (véase el Apéndice V para información adicional sobre las CLO y especificaciones técnicas);
— Una deficiencia en el proceso de garantía de calidad;
— Una acumulación de errores humanos;
— El hecho de no mantener bajo control apropiado los materiales radiactivos, incluyendo liberaciones al medio ambiente o un fallo de los sistemas de control de dosis;
— La repetición de un suceso, indicio de que no se han sacado posibles enseñanzas o no se han tomado medidas correctivas después del primer suceso.

Es importante advertir que el propósito de esta orientación no es que se inicie una evaluación larga y detallada, sino que se considere si es posible una apreciación inmediata por parte de quienes clasifican el suceso.

IV–4. DEFINICIONES

Esta sección presenta definiciones de términos no especificados en otras publicaciones del OIEA. En muchos casos, en este manual se ofrece una explicación más detallada.

barrera radiológica. Barrera diseñada para impedir la dispersión del material radiactivo fuera del confinamiento establecido.

capacidad de operación del equipo. Un componente se considerará capaz de operar si puede realizar su función prescrita de seguridad en la forma requerida.

capacidad de operación de una función de seguridad. Esta capacidad puede ser ‘plena’, ‘dentro de los requisitos de las CLO’, ‘adecuada’ o ‘inadecuada’, según la capacidad operativa de los sistemas y componentes de seguridad redundantes y diversos considerados individualmente.

capa de seguridad de alta integridad. Debe tener todas las características siguientes:

a) Estar diseñada para hacer frente a todos los fallos de interés considerados en la base de diseño y reconocerse explícita o implícitamente en la justificación de

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

seguridad de la planta que requiere un nivel de integridad o fiabilidad especialmente alto;

b) Su integridad se asegura mediante inspección o vigilancia adecuadas de tal modo que se puede detectar cualquier degradación de esa integridad;

c) Si se detecta en ella cualquier degradación, hay medios claros para afrontarla y aplicar medidas correctivas, ya sea por medio de procedimientos preestablecidos, o porque se dispone de largos intervalos de tiempo para reparar o mitigar el fallo.

capas de seguridad. Disposición de seguridad que no puede dividirse en partes redundantes.

condiciones y límites de operación (CLO). Conjunto de normas que establecen límites de parámetros, la capacidad funcional y los niveles de actuación de los equipos y el personal aprobados por el órgano regulador para la operación segura de una central nuclear (en la mayoría de los países, están incluidas en las 'especificaciones técnicas').

defensa en profundidad. Según se define en 'Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants' (Safety Series No. 75-INSAG-3 Rev. 1) (ver nota 4 al pie de página):

"A fin de compensar potenciales fallos humanos y mecánicos, se aplica el concepto de defensa en profundidad, centrado en varios niveles de protección que incluyen barreras sucesivas que impiden la liberación de sustancias radiactivas al medio ambiente. El concepto incluye la protección de las barreras mediante la prevención de daños a la central y a las propias barreras. Incluye medidas adicionales para proteger al público y al medio ambiente de daños en caso de que estas barreras no sean plenamente eficaces."

disposiciones de seguridad. Procedimientos, controles administrativos, sistemas de seguridad activos o pasivos normalmente establecidos de forma redundante, cuya disponibilidad viene controlada por las CLO.

equivalencia radiológica. Cantidad de un radionucleido que debe liberarse para producir la misma dosis comprometida efectiva que las cantidades de referencia de ^{131}I o ^{106}Ru en el contexto de impacto en el emplazamiento y fuera del emplazamiento, calculada utilizando el modelo detallado en el Apéndice I.

funciones de seguridad. Las tres funciones básicas de seguridad son: a) control de la reactividad o las condiciones de proceso; b) refrigeración del material radiactivo; c) confinamiento del material radiactivo.

importancia para la seguridad. Se refiere a la seguridad nuclear o radiológica.

iniciador (suceso iniciador). Suceso identificado que origina una desviación del régimen normal de operación y amenaza una o más funciones de seguridad.

régimen de operación autorizado. Véanse condiciones y límites de operación.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

sistemas de seguridad. Sistemas importantes para la seguridad, establecidos para garantizar las funciones de seguridad.

zona de operación. Zonas en que se permite el acceso de los trabajadores. Se excluyen las zonas en que se requieren controles específicos debido al nivel de contaminación o radiación.

zonas no previstas en el diseño. Zonas cuya base de diseño, tanto para estructuras permanentes como temporales, no contempla que tras un incidente puedan recibir y retener el nivel de contaminación sobrevenido e impedir la dispersión de contaminación fuera de ellas. Los siguientes son ejemplos de sucesos que involucran contaminación de zonas no previstas en el diseño:

— Contaminación por radionucleidos fuera de las zonas controladas o supervisadas que normalmente no presentan actividad, como suelos, escaleras, edificios auxiliares, zonas de almacenamiento, etc.;
— Contaminación por plutonio o productos de fisión muy radiactivos de una zona diseñada y equipada únicamente para el manejo de uranio.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte V

EJEMPLOS ILUSTRATIVOS DE LAS ORIENTACIONES SOBRE CLASIFICACIÓN ATENDIENDO A LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD

V–1. ORIENTACIONES SOBRE EL EMPLEO DEL "MÉTODO DE CAPAS" PARA TIPOS ESPECÍFICOS DE SUCESOS

V–1.1. Control de la criticidad

El comportamiento de un sistema crítico y sus consecuencias radiológicas depende mucho de las características y condiciones físicas del sistema. En las soluciones homogéneas de material fisible, el número de fisiones posible, el nivel de potencia de la excursión de criticidad y las consecuencias potenciales de una excursión de este tipo están limitadas por esas características. La experiencia relativa a excursiones de criticidad en soluciones de material físible muestra que el número total de fisiones es típicamente del orden de $10^{17} – 10^{18}$.

Los sistemas críticos heterogéneos, como los formados por retículos de barras de combustible o conjuntos secos sólidos críticos, pueden producir altos picos de potencia que conduzcan a una liberación explosiva de energía y de grandes cantidades de material radiactivo como resultado de un daño sustancial a la instalación.

El principal riesgo de una excursión de criticidad se debe a los intensos campos de radiación directa en forma de neutrones y radiación gamma que pueden causar una radioexposición elevada al personal. Una segunda consecuencia podría ser la liberación fuera del emplazamiento de productos radiactivos de fisión de vida corta y una contaminación potencialmente grave dentro de la instalación. Además, una liberación explosiva de energía resultante de una excursión de criticidad en un sistema heterogéneo podría resultar también en la liberación de material fisionable. Así, en la mayoría de casos el impacto fuera y dentro del emplazamiento se limita al nivel 4. Sólo es posible una clasificación más alta cuando el material fisionable puede liberarse por una explosión.

En conformidad con las orientaciones generales:

— Las desviaciones menores del régimen de seguridad respecto a la criticidad que estén dentro de los requisitos de las CLO se debe clasificar a nivel 0.
— Una operación no ajustada a los requisitos de las CLO se debe clasificar al menos a nivel 1.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Un suceso se debe clasificar a nivel 3 cuando pudiera haber ocurrido un accidente de criticidad con consecuencias potenciales máximas de nivel 5 o mayores si las circunstancias hubieran sido menos favorables o si hubiera habido un fallo más en las disposiciones de seguridad. El nivel 2 sería apropiado para sucesos similares si su potencial sólo pudiera alcanzar los niveles 3 o 4.

Si se mantiene más de una capa de seguridad, lo apropiado sería un nivel más bajo, como se indica en la Tabla V.

V–1.2. Pérdida o remoción de fuentes radiactivas

Esta sección considera los sucesos relativos a pérdida o colocación errónea de fuentes radiactivas selladas y no selladas cuyo almacenamiento y uso están sujetos a controles administrativos. Dado que tales sucesos son resultado de fallos de los procedimientos de control necesarios, una clasificación mínima a nivel 1 es adecuada para todos los sucesos relativos a la pérdida permanente de una fuente o descubrimiento de una fuente en un lugar inadecuado.

Si las consecuencias potenciales fuera del emplazamiento, en caso de desintegración de la fuente, no pueden alcanzar las definidas para el nivel 5 pero el tamaño de la fuente es tal que existe la posibilidad de que una persona reciba una dosis que pueda resultar en una exposición mortal o quemaduras por radiación (es decir, efectos adversos para la salud a corto plazo), su pérdida permanente debe clasificarse a nivel 2 en el contexto de la defensa en profundidad. Igualmente, el descubrimiento de tal fuente fuera de la zona controlada, o fuera del emplazamiento, en un lugar donde eventualmente pudiera haber causado efectos adversos para la salud, también se debe clasificar a nivel 2.

Si la desintegración de la fuente pudiera originar un suceso de nivel 5, su pérdida permanente debe clasificarse como de nivel 3 por el concepto de defensa en profundidad.

V–1.3. Liberación/dispersión no autorizada de contaminación

Cualquier suceso que implique una transferencia de contaminación dentro o fuera del emplazamiento, que origine un nivel superior al prescrito para esa zona, puede justificar una clasificación a nivel 1 en base a la Sección IV–3.3.3 (no mantenimiento del control apropiado sobre los materiales radiactivos). Otros fallos más importantes en las disposiciones de seguridad se clasificarán considerando el número de capas de seguridad que permanecen y las máximas consecuencias potenciales si todas las disposiciones de seguridad fallaran.

Si no es posible una contaminación significativa fuera del emplazamiento, la máxima clasificación atendiendo a la defensa en profundidad es a nivel 2. La vulneración de autorizaciones de descarga debe clasificarse al menos a nivel 1.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

V–1.4. Control de dosis

Ocasionalmente pueden surgir situaciones en que los procedimientos de control radiológico y las disposiciones de la dirección son inadecuados y los empleados reciben exposiciones no planificadas a la radiación (interna o externa). Tales sucesos pueden justificar una clasificación a nivel 1 en base a la Sección IV–3.3.3 (no mantenimiento del control apropiado sobre los materiales radiactivos). Si el suceso produce una dosis acumulativa que excede de los límites de dosis prescritos, debe clasificarse al menos a nivel 1 por violación de las CLO.

El nivel 2 resultaría apropiado en el contexto de la defensa en profundidad si las máximas consecuencias potenciales son de nivel 3 o 4 en caso de fallar las disposiciones de seguridad y, como consecuencia del suceso, sólo permanece una capa de seguridad. En general, la orientación de la Sección IV–3.3 no debe utilizarse para elevar la clasificación de sucesos relacionados con un fallo en el control de dosis por encima de un nivel 1 básico. De otro modo, los sucesos en que se evitó una dosis se clasificarían al mismo nivel que aquéllos en que se recibieron realmente dosis por encima de los límites prescritos.

V–1.5. Enclavamiento de puertas de recintos blindados

Para evitar las entradas por error en lugares blindados se utilizan generalmente sistemas de enclavamiento de las puertas activados por radiación, procedimientos de autorización de entrada y comprobaciones de tasas de dosis antes de entrar.

El fallo del enclavamiento de protección de la puerta blindada puede deberse a pérdida de suministro eléctrico y/o defectos en los detectores o el equipo electrónico asociado.

Como las máximas consecuencias potenciales para tales sucesos se limitan al nivel 4, los sucesos en que un fallo adicional de las disposiciones de seguridad daría lugar a un accidente se deben clasificar a nivel 2. Los sucesos en que subsisten otras capas de seguridad, entre ellas mecanismos administrativos para regular la autorización de entrada, se deben clasificar como nivel 1.

V–1.6. Fallos de los sistemas de extracción-ventilación, filtración y limpieza

Frecuentemente se prevén tres sistemas de extracción-ventilación distintos pero interrelacionados para mantener el gradiente de presión entre las vasijas, celdas o cajas de guantes de la planta, y las zonas de operación así como caudales adecuados a través de aperturas en el muro frontera de la zona de trabajo en celdas para impedir la retrodifusión del material radiactivo. Adicionalmente se prevén sistemas de limpieza tales como filtros de partículas de alta eficiencia (HEPA) o depuradores (“scrubbers”) para reducir las descargas a la atmósfera por

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

debajo de límites predefinidos y evitar la retrodifusión hacia zonas de baja actividad.

El primer paso en la clasificación de sucesos asociados con la pérdida de tales sistemas es determinar las máximas consecuencias potenciales dentro y fuera del emplazamiento si fallaran todas las disposiciones de seguridad. Se debe considerar el inventario de material y los posibles medios para su dispersión dentro y fuera de la planta. También hay que considerar el potencial para una disminución en la concentración de gases inertes o la acumulación de mezclas explosivas. En la mayoría de los casos, a menos que una explosión sea posible, es improbable que las máximas consecuencias potenciales excedan del nivel 3 y por lo tanto el máximo por concepto de la defensa en profundidad sería el nivel 2.

El segundo paso es constatar la eficacia de las disposiciones de seguridad subsistentes, inclusive los procedimientos para impedir la generación de más actividad poniendo fin al trabajo. La clasificación de tales sucesos se ilustra con los ejemplos 16 y 17 de la Sección V–3.

V–1.7. Incidentes de manejo y caída de cargas pesadas

V–1.7.1. Sucesos que no afectan a conjuntos combustibles

El impacto de los incidentes de manejo o del fallo de equipo de elevación depende del material involucrado, la zona en la que el incidente ocurre y el equipo que resulta o puede resultar afectado.

Los sucesos en que la caída de una carga amenaza producir un derrame de material radiactivo (procedente de la propia carga que cae o de las vasijas o tuberías afectadas) deben clasificarse considerando las máximas consecuencias potenciales y la probabilidad de que tal derrame pudiera haber ocurrido. Los incidentes en que la caída de una carga causa sólo daño limitado pero tiene una probabilidad relativamente alta de causar un accidente deben clasificarse al máximo nivel en el contexto de la defensa en profundidad. De forma similar, los sucesos en que sólo queda una capa de seguridad y esa capa no se considera de fiabilidad/integridad especialmente alta también deben clasificarse al máximo nivel.

Los incidentes en que la probabilidad es menor o hay capas de seguridad adicionales deben clasificarse siguiendo las orientaciones de la Sección IV–3.2.2. Los incidentes menores de manejo que se pueden esperar a lo largo de la vida de la planta deben clasificarse a nivel 0.

V–1.7.2 Fallos de manejo de combustible

Los sucesos durante el manejo de elementos combustibles de uranio no irradiado sin implicaciones significativas para el manejo del combustible irradiado, se

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

clasificarán en general a nivel 0 si no ha habido riesgo de daños a elementos combustibles gastados o a equipo relacionado con la seguridad.

El inventario radiactivo de un solo elemento combustible es evidentemente mucho menor que el de la piscina de combustible gastado o el núcleo del reactor. Siempre que se garantice la refrigeración del elemento combustible gastado, esto representa una importante capa de seguridad dado que la integridad de la matriz del combustible no resulta afectada por el sobrecalentamiento. En general, los períodos de tiempo relacionados con el sobrecalentamiento del combustible serán muy largos. Según sea la configuración de la planta, la contención representará también una capa de seguridad en la mayoría de los casos.

Los sucesos esperados durante la vida de la planta que no afectan a la refrigeración de elementos combustibles gastados y sólo producen liberaciones menores o nulas se deben clasificar por lo general a nivel 0.

El nivel 1 se debe considerar para sucesos como los siguientes:

— Sucesos no esperados durante la vida de la planta,
— Operación fuera de los requisitos de las CLO,
— Degradación limitada de la refrigeración que no afecte la integridad de las agujas de combustible,
— Daño mecánico a la integridad de las agujas de combustible sin que se degrade la refrigeración.

El nivel 2 puede ser apropiado para sucesos en que se dañe la integridad de las agujas de combustible como resultado de un calentamiento considerable del elemento combustible.

V–1.8. Pérdida de suministro eléctrico

En muchas plantas suele ser necesario un suministro garantizado de electricidad para la operación duradera en condiciones de seguridad y mantener la disponibilidad del equipo de supervisión y de la instrumentación de vigilancia. A fin de evitar fallos por causa común, se utilizan fuentes de suministro diversas y con trazados independientes. Mientras la mayoría de las plantas paran automáticamente y quedan en situación segura si se produce una pérdida completa de la alimentación eléctrica, algunas otras cuentan con disposiciones de seguridad adicionales, tales como el uso de gas inerte.

En algunas plantas incluso con una pérdida completa de suministro eléctrico que dure varios días no habrá efectos adversos para la seguridad; este tipo de sucesos en esas instalaciones se debe generalmente clasificar a nivel 0 o 1 puesto que habrá varios medios para restablecer el suministro dentro del tiempo disponible. Si la disponibilidad de los sistemas de seguridad no se hubiera ajustado a las CLO, sería apropiado el nivel 1.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Es necesario utilizar las orientaciones generales de la Sección IV–3.2.2 para clasificar los sucesos en los que haya pérdida de suministro exterior o fallos en los sistemas eléctricos internos, teniendo en cuenta la amplitud de todo suministro subsistente, el tiempo durante el cual no se dispuso de suministro y las máximas consecuencias potenciales. Es particularmente importante considerar el intervalo de tiempo aceptable que sea preciso para restablecer el suministro eléctrico.

La pérdida parcial o completa de alimentación eléctrica desde la red exterior con suministro a cargo de sistemas de apoyo es algo esperado durante la vida de la planta y por lo tanto debe clasificarse por debajo de escala.

V–1.9. Incendios y explosiones

Un incendio o una explosión dentro de la planta o adyacente a ella, sin potencial para degradar ninguna disposición de seguridad se debe clasificar a nivel 0 o fuera de escala. Los incendios extinguidos con los sistemas de protección instalados, funcionando conforme a diseño, también se deben clasificar a nivel 0 o fuera de escala.

La importancia de los incendios y explosiones en las instalaciones nucleares no sólo depende del material afectado, sino también de su localización y la facilidad con que se pueden realizar las operaciones de extinción. La clasificación depende de las máximas consecuencias potenciales fuera o dentro del emplazamiento y el número y eficacia de las capas de seguridad que subsistan, incluyendo las barreras y los sistemas de seguridad. Con respecto a la eficacia de las capas de seguridad subsistentes se debe tener en cuenta la probabilidad de su posible degradación. Cualquier incendio explosión que afecte a desechos de baja radiactividad se debe clasificar a nivel 1 debido a las deficiencias en materia de procedimientos o de cultura de seguridad.

V–1.10. Fenómenos peligrosos externos

En caso de ocurrir fenómenos peligrosos como terremotos, tornados o explosiones, pueden clasificarse igual que los demás sucesos, considerando la eficacia de las disposiciones de seguridad subsistentes. Tratándose de sucesos que impliquen fallos de los sistemas específicamente previstos para la protección contra esos fenómenos, debe estimarse el número de capas de seguridad incluida la probabilidad de que el suceso ocurriera durante el tiempo en que el sistema no estuvo disponible. Dada la baja frecuencia esperada para este tipo de fenómenos, una clasificación por encima del nivel 1 sería, probablemente, incorrecta.

V–1.11. Sucesos durante transporte

Como en muchos otros sucesos, es muy importante establecer las máximas consecuencias potenciales y por lo tanto la máxima clasificación en el contexto de la

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA VI. RELACIÓN ENTRE ACTIVIDAD TRANSPORTADA Y MÁXIMA CLASIFICACIÓN

Actividad transportada	Máximas consecuencias potenciales (basadas en suponer la liberación del 100% del contenido)	Máxima clasificación por defensa en profundidad
Mayor que 100 A_2	Nivel 5–7	3
Entre A_2 a 100 A_2	Nivel 3–4	2
Menor que A_2	Nivel 2	1

defensa en profundidad. Los reglamentos de transporte estipulan la máxima actividad que puede contener cada bulto, remesa o vehículo. La máxima actividad puede relacionarse con el parámetro A^2, siendo A^2 el contenido máximo de nucleido radiactivo específico permitido en un bulto Tipo A cuando el material está en forma no especial. Por lo tanto, es posible relacionar la actividad transportada en términos del valor A^2 aplicable con las máximas consecuencias potenciales según INES suponiendo un 100% de liberación del contenido, así como con las consecuencias máximas atendiendo a la defensa en profundidad. La Tabla VI muestra la relación entre actividad transportada y consecuencias que debe utilizarse como orientación al clasificar sucesos de transporte que impliquen liberaciones aéreas[7].

En base a lo anterior y los principios generales de la clasificación de sucesos por el método de capas de seguridad, puede deducirse la siguiente orientación específica (presentada en la Tabla VII) para casos particulares. En otros casos, al clasificar habrá que tener en cuenta la idoneidad de las disposiciones de seguridad subsistentes, utilizando la orientación general.

V–1.12. Fallos en los sistemas de refrigeración

V–1.12.1 Sucesos con reactor parado

La mayoría de los sistemas de seguridad del reactor se diseñan para afrontar iniciadores que ocurren durante la operación a potencia. Los sucesos en parada o arran-

[7] La orientación INES sobre equivalencia radiológica se refiere únicamente a las liberaciones aéreas. No es posible aportar orientación genérica sobre esa equivalencia para las liberaciones acuáticas.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA VII. CLASIFICACIÓN DE LOS SUCESOS DE TRANSPORTE

Reducción de las capas de seguridad	Actividad del bulto transportada		
	$< A_2$	$A_2 - 100\ A_2$	$> 100\ A_2$
Sucesos no relacionados con un accidente de transporte			
Sólo subsiste una disposición de seguridad[a]	0	1	2
No subsiste ninguna disposición de seguridad (p.ej. bulto mal preparado)	1	2	3
Pérdida de bulto	1	2	3
Sucesos relacionados con un accidente de transporte			
Ninguna degradación de disposiciones de seguridad	0	0	0
Gran degradación de disposiciones de seguridad[a] (sólo subsiste una o ninguna de esas disposiciones)	1	2	3

[a] A menos que la disposición cumpla los requisitos de capa de alta integridad.

que caliente son muy similares a los sucesos en operación a potencia y deben tratarse como se expone en la Sección IV–3.2.1. Una vez el reactor está parado, aún se requieren algunos de esos sistemas de seguridad para asegurar las funciones de seguridad, pero normalmente se dispone de más tiempo hasta que pueda ocurrir una eventual liberación del inventario del núcleo.

Por otra parte, el tiempo disponible para acciones manuales con el fin de impedir un gran incremento de la temperatura del combustible y una liberación de productos radiactivos de fisión puede sustituir parte de las disposiciones de seguridad en cuanto a redundancia o diversidad, es decir, según sea el estado de la planta, una reducción en la redundancia del equipo y/o barreras de seguridad puede ser aceptable durante algún tiempo en parada fría. En tales condiciones de parada, las configuraciones de las barreras también son muy diferentes algunas veces (por ejemplo, el sistema primario de refrigeración y la contención están abiertos).

En la Sección V–2 se presentan algunos ejemplos aplicables a reactores de agua a presión que ofrecen orientación para clasificar sucesos durante una parada fría siguiendo el método de las capas de seguridad. A efectos de clasificación se tiene principalmente en cuenta el tiempo disponible para las acciones correctivas y el número de capas de seguridad no afectadas. Para otro tipo de reactores será necesario utilizar esta orientación a título ilustrativo junto con los principios generales para clasificar tales sucesos.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

V–1.12.2 Sucesos que afectan a la piscina de combustible gastado

Tras varios años de operación, el inventario radiactivo de la piscina de combustible gastado puede ser elevado. En este caso, la clasificación de los sucesos que afecten a la piscina de combustible gastado respecto al impacto en la defensa en profundidad puede variar desde debajo de escala hasta el nivel 3.

Dado el gran inventario de agua y el calor de decaimiento relativamente bajo, normalmente se dispone de mucho tiempo para tomar las medidas correctivas aplicables a los sucesos que implican una degradación de la refrigeración de la piscina de combustible gastado. Esto es igualmente cierto para una pérdida de refrigerante en la piscina de combustible gastado, dado que las fugas de la piscina están limitadas por diseño. Así, un fallo en el sistema de refrigeración de la piscina durante varias horas o una fuga de refrigerante normalmente no afectarán al combustible gastado. Por lo tanto, las fugas o degradaciones menores del sistema de refrigeración de la piscina se deben clasificar en general a nivel 0.

La operación no ajustada a los requisitos de las CLO, un incremento considerable de la temperatura o una disminución notable del líquido de la piscina se deben clasificar a nivel 1. Si los elementos combustibles empezaran a quedar al descubierto, ello indicaría un nivel 2. Si quedaran al descubierto y se calentasen considerablemente, ello indicaría claramente un nivel 3.

V–1.12.3 Otras instalaciones

Los fallos en los sistemas de refrigeración esenciales pueden clasificarse de forma similar a los fallos en los sistemas eléctricos teniendo en cuenta las máximas consecuencias potenciales, el número de capas de seguridad subsistentes y la demora aceptable hasta que haya de restablecerse la refrigeración.

En el caso de fallos en los sistemas de refrigeración de desechos líquidos de alta radiactividad o almacenamiento de plutonio, probablemente sea apropiado el nivel 3 para los sucesos en que sólo subsista una capa de seguridad durante un período de tiempo significativo.

V–2. EJEMPLOS ILUSTRATIVOS DE LA APLICACIÓN DEL MÉTODO DE CAPAS DE SEGURIDAD

A continuación se exponen una serie de ejemplos basados en la refrigeración de reactores parados, como ilustración del uso de las orientaciones dadas en la Sección IV–3.2.2.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 1

Descripción del suceso

En este primer ejemplo la refrigeración en parada la aporta la circulación de refrigerante a través de un cambiador de calor para la extracción de calor residual (RHR) por una única tubería de succión con dos válvulas de aislamiento. El circuito primario está cerrado. En caso de cierre de las válvulas de aislamiento la temperatura del refrigerante subirá, pero tardará aproximadamente una hora en alcanzar temperaturas inaceptables. Las válvulas pueden operarse desde la sala de control. Los generadores de vapor están abiertos para efectuar trabajos y por lo tanto indisponibles. No se dispone de inyección de seguridad, las bombas de inyección de seguridad a alta presión (HPSI) son independientes de las bombas de carga y hay válvulas de alivio para controlar la presión del circuito primario. El suceso a clasificar es una operación espuria de los sensores de presión que causan el cierre de las válvulas de aislamiento. Las alarmas en la sala de control indicaron al operador el cierre de las válvulas y, habiendo comprobado que el incremento de presión fue una señal espuria, se reabrieron las válvulas. Las temperaturas no subieron por encima de los requisitos de las CLO.

Explicación de la clasificación

Las máximas consecuencias potenciales de la pérdida de refrigeración exceden del nivel 4 y por lo tanto la máxima clasificación atendiendo a la defensa en profundidad es el nivel 3. La función de seguridad que interesa es la refrigeración del combustible. En definitiva, la única capa de seguridad que aporta refrigeración es la tubería de succión del RHR del circuito primario, es decir, sólo hay una capa de seguridad.

Por lo tanto es necesario considerar la integridad de esa única capa de seguridad y sus aspectos en el plano del equipo (hardware) y en el de los procedimientos (software). Considerando en primer lugar las medidas a adoptar por el operador, a fin de restablecer la refrigeración éste debe asegurarse que la señal de presión fue espuria y, si la subida de temperatura del refrigerante ha causado un incremento de presión, es preciso reducirla. Existe un procedimiento para restablecer la RHR tras el cierre de las válvulas. La operación puede llevarse a cabo en el tiempo disponible, pero sin mucho margen. Considerando los aspectos de equipo, el fallo de reapertura de cualquier válvula dará lugar a la indisponibilidad de la capa de seguridad. Además, ciertamente no hay suficiente tiempo para reparaciones en caso de que las válvulas fallen en su apertura.

Por estas razones no se considera que la única capa existente sea una capa de seguridad de alta integridad, incluso aunque fuera la única prevista en el diseño. La

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

necesidad de poder abrir ambas válvulas de aislamiento para restablecer la refrigeración limita claramente la integridad de la capa de seguridad. Un suceso como este en una planta del diseño descrito sería por lo tanto de nivel 3.

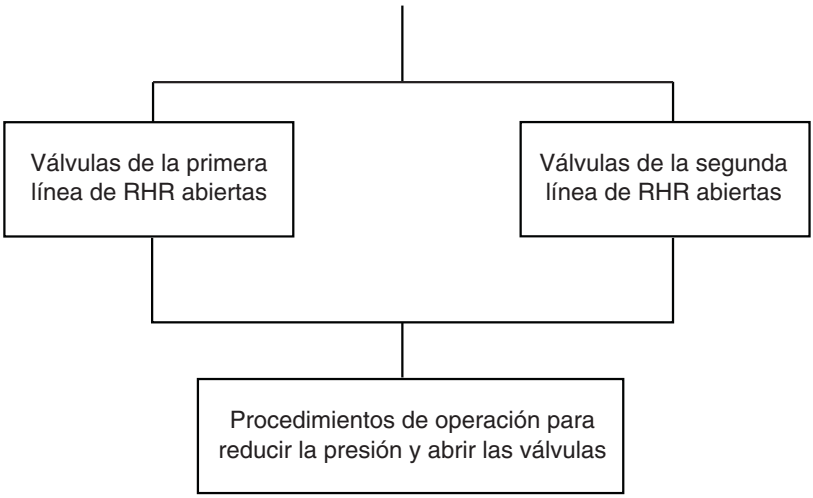
Ejemplo 2

Descripción del suceso

En este caso, se modifica ligeramente el diseño considerado en el ejemplo 1. Ahora hay dos líneas distintas de RHR, cada una con dos válvulas de aislamiento, y las válvulas de cada línea alimentadas por transductores independientes de presión. El suceso es similar, excepto que el incremento de presión es auténtico.

Explicación de la clasificación

En lo relativo al equipo ahora parece haber dos capas. Sin embargo, ambas siguen dependiendo del operador para la reapertura de las válvulas. Las disposiciones de seguridad pueden ilustrarse como sigue:



La fiabilidad de las disposiciones de seguridad está limitada por la necesidad de que actúe el operador. Dada la complejidad de la operación y que el tiempo dis-

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

ponible es limitado, se considera que sólo hay una capa de seguridad eficaz, es decir, un procedimiento de operación que prescriba la reducción de la presión y la reapertura de la válvula de aislamiento. Por lo tanto, se considera nuevamente apropiado el nivel 3.

Ejemplo 3

Descripción del suceso

El diseño en este ejemplo es el mismo que en el ejemplo 2. Sin embargo, se supone que el suceso ocurre algún tiempo después de la parada del reactor. Se supone que hay cinco horas para adoptar las medidas requeridas.

Explicación de la clasificación

Igual que antes, hay dos capas de seguridad en el plano del equipo y una capa de seguridad en serie en el de los procedimientos, pero ahora hay un período de tiempo significativamente más largo para tomar las medidas requeridas. La acción del operador por lo tanto puede considerarse como una capa de seguridad de alta integridad. Ahora, el aspecto limitante de las disposiciones de seguridad son las dos capas formadas por el equipo. La existencia de estas dos capas implica que el suceso debe clasificarse a nivel 2.

Ejemplo 4

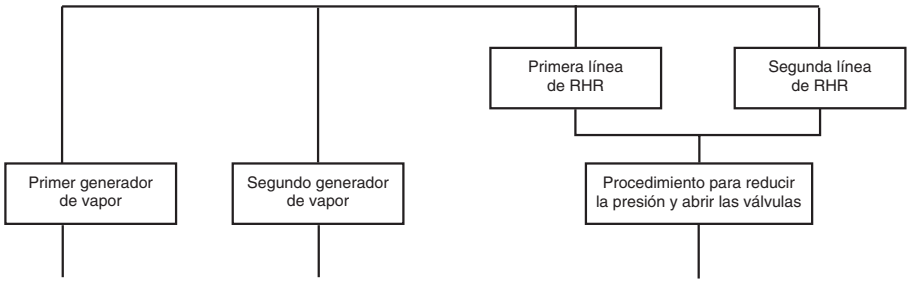
Descripción del suceso

En este ejemplo, el diseño es el mismo que en el ejemplo 2, pero además se dispone de dos generadores de vapor. El suceso a clasificar es también el mismo que el del ejemplo 2.

Explicación de la clasificación

Ahora hay cuatro capas formadas por equipo pero además la disponibilidad de generadores de vapor ofrece mucho más tiempo para las medidas a tomar por el operador por lo que es posible realizar reparaciones. Las disposiciones de seguridad se ilustran en el esquema siguiente. Como resultado de los largos períodos de tiempos disponibles, las cuatro capas pueden considerarse plenamente eficaces y se considera apropiada la clasificación a nivel 0:

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.



Ejemplo 5

Descripción del suceso

Este ejemplo se basa en el diseño del ejemplo 1, pero una semana después de la parada, cuando la vasija está abierta y la cavidad llena. La pérdida de RHR ahora únicamente dará lugar a un calentamiento muy lento del refrigerante primario, permitiendo unas diez horas para la actuación del operador.

Explicación de la clasificación

En lo que respecta a la función de seguridad de refrigeración del combustible, ahora hay dos capas de seguridad. La primera es el sistema RHR y la segunda es la posibilidad de añadir agua a fin de mantener su nivel conforme merman el agua y el calor por evaporación. La segunda capa se puede considerar de alta integridad por las siguientes razones:

— Hay mucho tiempo disponible para la actuación del operador;
— Hay una serie de vías para añadir más agua (por ejemplo, inyección de seguridad a baja presión (LPSI), mangueras de incendios, etc.), aunque deba controlarse la concentración del boro;
— Esta capa de seguridad se reconoce en la justificación de seguridad como un dispositivo clave de seguridad.

Adicionalmente, el tiempo disponible es tal que la primera capa es de mayor integridad que la supuesta en el ejemplo 1 dado que hay tiempo suficiente para reparaciones. En este caso, la observación del transitorio de temperatura supone un medio para medir el tiempo gastado y el tiempo disponible. La siguiente orientación es por tanto aplicable:

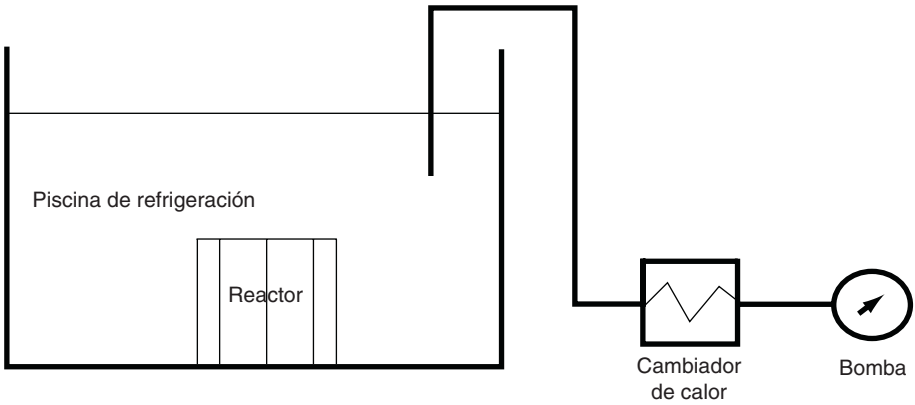
La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

— Las variaciones menores de la temperatura del refrigerante se deben clasificar en general por debajo de escala,
— La superación de las máximas temperaturas del refrigerante permitidas o de las diferencias de temperatura del refrigerante (en el tiempo) especificadas en las CLO se deben clasificar a nivel 1,
— Un calentamiento considerable del refrigerante, por ejemplo su ebullición masiva, se debe clasificar a nivel 2,
— El caso de que los elementos combustibles comiencen a quedar apreciablemente al descubierto indicaría típicamente un nivel 3.

Ejemplo 6

Descripción del suceso

Este ejemplo se basa en un reactor de investigación de 100 kW con una gran piscina de refrigeración y un sistema de cambiador de calor y purificación, como se muestra más abajo. En caso de pérdida de refrigeración, cualquier calentamiento del agua será muy lento.



El suceso a clasificar consiste en un fallo ocurrido en la tubería aguas abajo de la bomba, lo que produjo un bombeo del refrigerante hasta el fondo de la línea de aspiración. Luego la bomba fallo por cavitación.

Explicación de la clasificación

Hay que tener en cuenta dos funciones de seguridad, una es la refrigeración del combustible y la otra el blindaje para impedir altas dosis a los trabajadores.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Inicialmente es necesario considerar las máximas consecuencias potenciales si fallaran todas las capas de seguridad. Las máximas consecuencias potenciales para ambas funciones de seguridad no pueden exceder del nivel 4, debido al escaso inventario, y por tanto el máximo atendiendo a la defensa en profundidad es el nivel 2. Considerando la función de refrigeración, por diseño hay tres capas de seguridad: una es el sistema de cambiador de calor, otra es el gran volumen de agua en la piscina y la tercera es la capacidad de refrigerar el núcleo con aire. La posición de la aspiración se ha diseñado deliberadamente de forma que un gran volumen de agua permanezca en la piscina si falla la tubería. En consecuencia, esto puede considerarse una capa de alta integridad por las siguientes razones:

— El aporte de calor es pequeño comparado con el volumen de agua, de modo que cualquier calentamiento será extremadamente lento. El nivel del agua tardaría muchos días hasta decrecer apreciablemente.
— Cualquier reducción del nivel del agua será detectada sin dificultad por el operador y dicho nivel puede restablecerse plenamente con facilidad por varias vías.
— En la justificación de seguridad de la planta se reconoce este aspecto como una capa clave de seguridad y se demuestra su integridad. La tubería de aspiración al cambiador de calor se diseñó cuidadosamente para asegurar que quede el agua necesaria.

En estas condiciones se estima que la clasificación básica es cero, ya que subsisten dos capas de seguridad y una de ellas es de alta integridad. En cuanto a la función de seguridad del blindaje, sólo subsiste una capa de seguridad, pero como es de alta integridad, la clasificación básica se considera que es cero.

V–3. EJEMPLOS PREPARADOS BASADOS EN SUCESOS REALES

V–3.1. Ejemplos en que se utiliza el método del iniciador

Ejemplo 1: Parada urgente del reactor tras caída de barras de control – nivel 0

Descripción del suceso

La unidad funcionaba a plena potencia. Durante la inserción de la barra de parada (banco A), que se realizó como parte de una prueba de vigilancia periódica de las barras de control, el reactor paró automáticamente como consecuencia de la señal “alta variación negativa de flujo neutrónico en rango de potencia“, lo que también

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

causó el disparo automático de la turbina y el generador. Enseguida se comprobó la operación de la barra con el detector de posición de barras de control. Se descubrió que cuatro barras de control del grupo del banco A habían caído antes de la parada del reactor.

Una inspección del circuito del mecanismo de accionamiento de barras de control indicó que la causa del fallo era una tarjeta de regulación defectuosa (de circuito impreso). Más tarde la tarjeta defectuosa fue sustituida por una de recambio y después de comprobar la integridad del circuito de control se reanudó la operación a plena potencia.

Explicación de la clasificación

El impacto dentro y fuera del emplazamiento no es de interés para la clasificación. La inserción accidental de barras de control no amenaza las funciones de seguridad y por lo tanto no es un iniciador. El disparo del reactor es un iniciador (esperado) y la función de seguridad "refrigeración del combustible" estaba plenamente disponible. Según la Sección IV–3.2.1.3 a), procede aplicar la indicación A1 de la Tabla. No hay razones para elevar la clasificación y por lo tanto se asigna el nivel 0.

Ejemplo 2: Fuga de refrigerante del reactor durante recarga a potencia – nivel 1

Descripción del suceso

Durante la recarga habitual de combustible a plena potencia, surgió en la cámara de recarga una fuga de refrigerante del reactor de 1,4 t/h. Los operadores determinaron que el puente Este de recarga había caído 40 cm. Se paró y enfrió el reactor. La presión del refrigerante se mantuvo por transferencia desde otras unidades y se recuperó desde el sumidero. La fuga total fue de 22 t (~ 10% del inventario). No se requirió la operación de ningún sistema de seguridad con la excepción del cierre de la contención por alta actividad al cabo de una hora. No hubo liberación anormal de radiactividad al medio ambiente.

Explicación de la clasificación

El impacto fuera y dentro del emplazamiento no interesa para esta clasificación.

Aunque hubo una fuga muy pequeña del refrigerante del reactor, no se vieron amenazadas las funciones de seguridad, dado que la acción del operador mantuvo el inventario de agua. Si la fuga hubiera evolucionado hasta un pequeño accidente de pérdida de refrigerante (LOCA), todos los sistemas de seguridad necesarios habrían estado plenamente disponibles. Por lo tanto corresponde el nivel 0.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

La causa del problema fue el fallo de un enclavamiento cuya comprobación no previó el programa de vigilancia. Además, se conocía esta deficiencia antes del suceso. Por estas razones, la clasificación se elevó a nivel 1 (véase la Sección IV–3.3).

Ejemplo 3: No disponibilidad del rociado de la contención por haberse dejado válvulas cerradas – nivel 1

Descripción del suceso

Las dos unidades gemelas de la planta tienen que parar anualmente para realizar las pruebas requeridas en el sistema común de refrigeración de emergencia (ECCS) y las acciones automáticas de seguridad conexas. Estas pruebas se hacen normalmente cuando una de las unidades está en parada fría para recarga.

El 9 de octubre las unidades 1 y 2 estaban sometidas a estas pruebas. La unidad 1 permaneció en parada fría por recarga y la unidad 2 reanudó la operación a potencia el 14 de octubre. El 1 de noviembre, durante la comprobación mensual de las válvulas sometidas a salvaguardias se descubrió que las cuatro válvulas de las bombas de rociado de la contención, lado descarga, estaban cerradas. Se concluyó que estas válvulas no se habían vuelto a abrir después de las pruebas del 9 de octubre, en contradicción con lo requerido en el procedimiento de prueba aplicable. Así, la unidad 2 había operado 18 días sin disponer de rociado.

Se concluyó que la causa del suceso fue un error humano. Sin embargo, se reconoció que el error ocurrió al final de un intervalo de prueba que era más largo de lo normal (como resultado del arreglo de averías) y que una notificación más formal de las actuaciones realizadas habría sido muy útil.

Explicación de la clasificación

Los criterios de impacto fuera y dentro del emplazamiento no interesan.

No existió un iniciador real, pero la capacidad operativa de la función de seguridad “confinamiento” estuvo degradada. Esa capacidad fue menor que la “mínima requerida por las CLO”, pero mayor que la meramente suficiente, ya que estuvo disponible un sistema diverso. El iniciador que habría amenazado la función de seguridad degradada era un gran LOCA (improbable). Según la Sección IV–3.2.1.3 b), aplica lo indicado en C3 de la Tabla. El fallo lo causó un error humano pero no se considera apropiado elevar la clasificación del suceso por deficiencias en la cultura de seguridad. (En el Apéndice III se explica que al elegir el nivel 1 en lugar de 0 para la clasificación básica ya se tuvo en cuenta el hecho de que se hubieran violado las CLO.)

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 4: Fuga de agua del circuito primario a través del disco de ruptura del tanque de alivio del presionador – nivel 1

Descripción del suceso

Se había llevado la unidad a parada caliente. El sistema RHR se había aislado y drenado parcialmente para probarlo tras efectuar modificaciones y por lo tanto no estaba disponible. La prueba periódica de eficiencia del sistema de rociado del presionador estaba en curso y el sistema de refrigeración del reactor estaba a una presión de 159 bares. Hacia las 16.00, actuó la alarma de alta presión del tanque de alivio del presionador. Cayó el nivel del tanque de control de volumen, lo que indicaba una fuga de refrigerante del reactor a un ritmo estimado de 1,5 m^3 por hora. El operador fue al edificio del reactor en un intento de descubrir la localización de la fuga y concluyó que procedía del vástago de una válvula del sistema de refrigeración del reactor (una válvula manual en el conducto de derivación de los sensores de temperatura). El operador comprobó que la válvula quedaba hermética al ponerla en la posición "reasiento" por medio de un volante manual (de hecho, la válvula todavía no estaba correctamente asentada). La fuga continuaba y a las 18.00 se llamó al personal de mantenimiento, el cual tampoco pudo encontrar el origen de la fuga.

Durante este tiempo continuaron subiendo la presión y temperatura en el tanque de alivio del presionador. El operador mantuvo la temperatura por debajo de 50º C mediante operaciones de inyección y sangrado, es decir, inyecciones de agua fría de aporte y desagüe al tanque de drenajes de refrigerante del reactor. Dos bombas en paralelo dirigían este efluente desde el edificio del reactor al tanque del sistema de reciclado de boro.

Hacia las 21.00, los sensores de actividad indicaron un incremento en la radiactividad en el edificio del reactor. A las 21.56, se alcanzó el punto de tarado de aislamiento parcial de la contención. El principal resultado fue el cierre dentro de la contención de las válvulas del sistema de drenado y venteo de la isla nuclear. En este momento el efluente no podía ya seguirse dirigiendo al sistema de reciclado de boro. Dentro del tanque de alivio del presionador, la presión continuó subiendo hasta que saltaron los discos de ruptura a las 21.22. A fin de mantener la temperatura del tanque de alivio del presionador a unos 50º C, se siguió aportando agua hasta las 23.36. A la 01.45, los niveles de actividad en el edificio del reactor cayeron por debajo del punto de tarado de aislamiento de la contención.

A las 02.32, el sistema de refrigerante del reactor estaba a una presión de 25 bares; la planta se había llevado al estado de parada caliente subcrítica, siendo el calor extraído por los generadores de vapor; el sistema RHR aún no estaba disponible.

A las 10.54, se restableció el sistema RHR y a las 11.45 se desconectó la válvula defectuosa del sistema de refrigerante del reactor desde su control remoto para poder reasentarla. De este modo se cortó la fuga.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Explicación de la clasificación

No interesan los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. No ocurrió ningún iniciador real, ya que no hubo amenaza al sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. La fuga inicial se controló por medio de los sistemas normales de aporte (véase la Sección IV–3.2.1.1). Por lo tanto, es apropiado el nivel 0.

El iniciador espurio del aislamiento de la contención causó dificultades operativas y produjo información errónea. Por estas razones, se elevó la clasificación del suceso al nivel 1 (véase la Sección IV–3.3).

Ejemplo 5: Pérdida de circulación forzada de gas durante 15 a 20 minutos – nivel 2

Descripción del suceso

No se eliminó automáticamente un fallo de fase única en la aportación de los instrumentos del reactor 1 y continuó hasta que la aportación se cambió manualmente. El fallo causó el cierre de las válvulas de disparo de la alimentación de alta y baja presión de una caldera, lo que dio lugar a la parada del turbosoplante del gas. Se perdió en gran parte la función de instrumentación y control automático de las calderas y el reactor. Era posible y se intentó la inserción manual de barras, pero el ritmo resultó insuficiente para evitar la subida de temperatura, lo que dio lugar al disparo automático del reactor por alta temperatura absoluta de elementos combustibles (aproximadamente 16º C de subida). Al operador le pareció que todos los sistemas de control de barras quedaban incapaces de operar. La instrumentación esencial alimentada por baterías y el sistema de protección del reactor permanecieron funcionando, junto con algunos sistemas normales de instrumentación y control.

Todos los turbosoplantes fueron parando a medida que se deterioraba el vapor hacia sus turbinas. El fallo de la aportación de instrumentos impidió el acoplamiento de los motores auxiliares de los soplantes de gas, tanto automática como manualmente. La alimentación de baja presión se mantuvo en todo momento a tres de las cuatro calderas y se restableció a la cuarta por actuación del operador. Tras el transitorio inicial, que llevó al disparo del reactor, bajaron las temperaturas de los elementos combustibles, pero subieron cuando falló la circulación forzada de gas. Estas temperaturas se estabilizaron a unos 50º C por debajo de los niveles normales de operación antes de caer de nuevo cuando arrancaron los motores auxiliares de los soplantes tras conectar el aporte de reserva de instrumentos. El reactor 2 no se vio afectado y operó todo el tiempo a plena potencia. El reactor 1 se llevó de nuevo a potencia al día siguiente.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. Hay que considerar este suceso en dos partes. El primer iniciador fue el transitorio causado por la pérdida de alimentación a una caldera junto con la pérdida de indicaciones. Esto amenazaba el sistema de protección, que aún estaba plenamente disponible. Por lo tanto, esta parte del suceso se clasificaría a nivel 0. Debe puntualizarse que aunque el primer fenómeno del suceso fue un fallo en el aporte de instrumentos, esto no es el iniciador. El fallo de los instrumentos causó la pérdida de alimentación a una caldera pero no amenazó directamente ningún sistema de seguridad. Por lo tanto no se considera un iniciador. El transitorio que siguió fue una amenaza para el sistema de protección y es por lo tanto un iniciador.

El segundo iniciador fue el disparo del reactor y la parada de los turbosoplantes de gas accionados por vapor. Esto amenazó la función de seguridad "refrigeración del combustible". La capacidad de operación de esta función fue menor que la "mínima requerida por las CLO" dado que no pudo arrancar ninguno de los motores auxiliares, pero más que adecuada puesto que la circulación natural aportó refrigeración efectiva y la circulación forzada se restableció antes de que las temperaturas pudieran subir a niveles inaceptables. Según la Sección IV–3.2.1.3 a), es apropiado lo indicado en C1 de la Tabla, lo que da una clasificación de 2 o 3. Como se explica en la sección, el nivel escogido depende del grado en que la capacidad de operar sobrepasa la meramente adecuada. Dada la disponibilidad de circulación natural y el tiempo limitado durante el cual no estuvo disponible la circulación forzada, en este suceso es apropiado el nivel 2.

En cuanto a posibles subidas de nivel, hay dos temas a considerar, ambos señalados en la Sección IV–3.3. El fallo involucra un fallo en modo común de todos los soplantes. pero este hecho ya se ha tenido en cuenta en la clasificación básica y la subida de nivel sería contar dos veces (véase la introducción a la Sección IV–3.3, apartado a)). El otro factor relevante es la dificultad causada por la ausencia de indicaciones. Sin embargo, esto tuvo más importancia para controlar el transitorio inicial y no podría haber empeorado la refrigeración tras el disparo. Además, según el apartado c) de la Sección IV–3.3, el nivel 3 sería inapropiado, puesto que un solo fallo adicional de un componente no habría producido un accidente.

Ejemplo 6: Caída de elemento combustible durante recarga – nivel 1

Descripción del suceso

Al realizar la recarga, tras izar un elemento combustible desde su celda, ocurrió una retracción espontánea del brazo telescópico de la máquina de recarga y un ele-

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

mento fresco cayó en el tubo central del cofre de la máquina. Los enclavamientos funcionaron según diseño y no se produjo daño de combustible ni despresurización.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. Aunque el suceso sólo afectó a combustible no irradiado, podría haber ocurrido con combustible irradiado. Esto se tiene que tener en cuenta al clasificar las implicaciones para la defensa en profundidad. La caída de un único elemento combustible se señala como un posible iniciador en el Apéndice IV, y según la Sección IV–3.2.1.3 es apropiado clasificar como nivel 1 dado que los sistemas de seguridad previstos estaban plenamente disponibles (ver lo indicado en A2 de la Tabla). Si se aplicara la orientación de la Sección V–1.7.2 se tendría la misma clasificación. No hay razones para subir la clasificación del suceso.

Ejemplo 7: Bloqueo parcial de toma de agua en una unidad y pérdida de alimentación eléctrica exterior en la unidad gemela en temporada muy fría - nivel 3

Descripción del suceso

Había dos sucesos, ambos con la misma causa: bloqueo parcial de la toma de agua de la unidad 1 y, dos horas después, pérdida de alimentación eléctrica exterior en la unidad 2. A fin de simplificar el ejemplo, sólo se considera aquí el impacto en la unidad 2. El origen del incidente doble fue el tiempo frío que hacía en la zona en aquel momento: témpanos de hielo bloquearon la toma de agua mientras las bajas temperaturas contribuyeron al disparo de la unidad convencional, seguido por una reducción de tensión en la red eléctrica.

El bloqueo de la estación de bombeo en la unidad 1 pudo haber ocurrido como sigue. El hielo probablemente se deslizó bajo el espumador y alcanzó las rejillas contra suciedad de la estación de bombeo de la unidad 1. Siguió la formación de hielo, lo que pudo convertir los témpanos en un bloque sólido que obstruyó parcialmente las rejillas contra suciedad compartidas por los dos tambores de filtrado de la estación de bombeo de la unidad 1. Esto habría producido una reducción significativa en la toma de agua bruta de la estación de bombeo. No hubo alarma clara que indicara la caída de nivel.

Como resultado de la bajada de nivel, la pérdida de vacío en los condensadores dio lugar al disparo de los cuatro turbogeneradores auxiliares del emplazamiento (entre las 09.30 y las 09.34). Las correspondientes cuatro barras eléctricas fueron realimentadas cada una desde la red en un segundo.

Los turbogeneradores principales de la Unidad 1 se desconectaron a las 09.28 y 09.34 y se paró el reactor.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

La unidad 2 permaneció en operación, aunque desde las 09.33 a las 10.35 no estuvo disponible ningún turbogenerador auxiliar en el emplazamiento (esta situación estaba prevista en los procedimientos generales de operación) y las dos únicas fuentes de suministro eran la red eléctrica y los dos turbogeneradores principales de la unidad. A partir de las 10.55, cuando se reconectó un segundo turbogenerador auxiliar a la distribución eléctrica, dos turbosoplantes estuvieron alimentados por los turbogeneradores auxiliares en operación y los otros dos turbosoplantes dependían de una de las dos líneas de 400 kV.

A las 11.43, tras una reducción de tensión en la red eléctrica, los dos turbogeneradores principales de la unidad 2 se dispararon casi simultáneamente (fallo de la alimentación en isla) lo que causó la caída de barras y la parada urgente del reactor así como la pérdida del suministro eléctrico exterior (disparo de los interruptores de la línea).

En este momento, sólo dos de los cuatro turbogeneradores auxiliares se habían vuelto a poner en servicio. Consiguientemente, sólo dos de los cuatro turbosoplantes permanecían en operación para refrigerar el combustible. Las líneas eléctricas que conectan la unidad 2 a la red se restablecieron a los 10 y a los 26 minutos, de modo que los otros turbosoplantes se volvieron a poner en servicio.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. Esta es una serie compleja de sucesos, pero lo que se clasifica es la operación de la unidad 2 sin ninguna fuente de energía eléctrica esencial en el emplazamiento (debido a la pérdida de agua de refrigeración tras la formación de hielo). No hubo iniciador, pero la función de seguridad de “refrigeración del combustible” estuvo degradada. La capacidad operativa de la función de seguridad fue inadecuada puesto que no había ninguna fuente eléctrica en el emplazamiento para afrontar la pérdida de suministro exterior (un iniciador esperado). De acuerdo con la Sección IV–3.2.1.3 b), procede lo indicado en D1 de la Tabla, lo que da una clasificación de nivel 3. Aunque el tiempo de indisponibilidad fue corto (una hora), la probabilidad de pérdida de suministro exterior era alta. De hecho, se perdió poco después. Por lo tanto, no es apropiado bajar la clasificación del suceso.

Ejemplo 8: Calibración incorrecta de detectores regionales de sobrepotencia – nivel 1

Descripción del suceso

Durante la calibración habitual de los detectores regionales de sobrepotencia para los sistemas de parada 1 y 2, se aplicó un factor de calibración incorrecto. El factor de calibración utilizado fue para el 96% de potencia aunque el reactor estaba al 100%. Este error se descubrió unas seis horas después, momento en que se recalibra-

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

ron todos los detectores al valor correcto de operación a plena potencia. La eficacia del disparo por este parámetro para ambos sistemas de parada estuvo reducida por lo tanto durante unas seis horas.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. No hubo iniciador real pero la capacidad de operación del sistema de protección estuvo reducida. Esta capacidad fue menor que el "mínimo permitido por las CLO", pero mayor que la meramente adecuada, pues permaneció disponible un segundo parámetro de disparo con redundancia. Los detectores calibrados erróneamente también habrían aportado protección en la mayoría de las condiciones de fallo. La protección se requería para los iniciadores "esperados". Según la Sección IV–3.2.1.3 b), es apropiado lo indicado en C1 de la Tabla, lo que da el nivel 1 o 2. Se ha optado por el nivel 1 dado que la operabilidad fue considerablemente mayor que la meramente adecuada.

Al considerar si la clasificación básica debe ajustarse, es importante considerar que el fallo sólo existió durante un corto tiempo. Por otra parte, había deficiencias en el procedimiento. Se decidió mantener la clasificación a nivel 1.

Ejemplo 9: Fallo de un dispositivo de un sistema de seguridad durante una prueba habitual – nivel 1

Descripción del suceso

La unidad estaba operando a potencia nominal. Durante la prueba habitual de un generador Diesel ocurrió un fallo de su sistema de control. El Diesel se retiró del servicio durante unas seis horas para su mantenimiento y se volvió a poner en servicio. Las especificaciones técnicas prescriben que si un generador Diesel se deja fuera de servicio, deben probarse los otros dos dispositivos del sistema de seguridad. La prueba no se realizó en ese momento. Posteriormente, se probaron los otros dispositivos del sistema de seguridad y resultaron ser capaces de funcionar.

Explicación de la clasificación

La explicación que se da aquí es apropiada para clasificar el suceso una vez realizadas las pruebas adicionales que demostraban que dos dispositivos eran de hecho capaces de funcionar.

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. No hubo iniciador pero la función de seguridad de "refrigeración del combustible" estuvo degradada. La capacidad de operación no fue menor que el "mínimo permitido

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

por las CLO", dado que dos dispositivos mantuvieron esa capacidad. Según la Sección IV–3.2.1.3 b), es apropiado lo indicado en A1 de la Tabla, lo que da una clasificación básica de cero. Sin embargo, los operadores violaron las especificaciones técnicas y conforme a la orientación de la Sección IV–3.3 se elevó la clasificación del suceso a nivel 1.

Ejemplo 10: Pequeña fuga del circuito primario – nivel 2

Descripción del suceso

Una fuga muy pequeña (sólo detectada por medidas de humedad) se descubrió en la parte no aislable de una línea de inyección de seguridad, debida a defectos no esperados en el programa de vigilancia (la zona no estaba incluida en el programa de vigilancia). Defectos similares pero menores se presentaban en otras tuberías de inyección de seguridad.

Explicación de la clasificación

Conforme a la Sección IV–3.2.3, si el defecto hubiera dado lugar al fallo del componente, habría ocurrido un gran LOCA (un iniciador improbable). Según la Sección IV–3.2.1.3 a), lo indicado en A3 de la Tabla da un valor máximo de 2 a la clasificación básica. Como sólo ocurrió una fuga (sin fallo efectivo de la tubería) la clasificación debe reducirse en un nivel. Sin embargo, dado que los defectos podrían haber originado un fallo en modo común de todas las líneas de inyección de seguridad, la clasificación se subió al nivel 2.

Ejemplo 11: Parada urgente del reactor causada por perturbación de la red eléctrica debida a un tornado – nivel 3

Descripción del suceso

La unidad estaba operando de forma estable a plena potencia. Las líneas de transmisión se dañaron a causa de un tornado. La protección de emergencia hizo que la unidad se disparara por las fuertes oscilaciones de frecuencia en el sistema.

Se aportó suministro eléctrico auxiliar a la unidad desde el transformador auxiliar. Se mantuvo la presión del colector de vapor principal y se disipó el calor residual. Se mantuvo la refrigeración del núcleo mediante circulación natural.

Al bajar la tensión se produjo la señal de arranque de los generadores Diesel (GDs), pero falló la conexión de los GDs a las barras conductoras esenciales. Como continuaba la señal de arranque de GD, siguió habiendo arranques periódicos. Los

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

intentos posteriores de suministrar corriente a las barras auxiliares desde los GDs fallaron por la ausencia de aire en las botellas de arranque.

Cuatro horas después del disparo ocurrió una pérdida total de alimentación eléctrica. Media hora más tarde se restableció el suministro desde la fuente exterior. A lo largo del transitorio, el estado del núcleo se mantuvo vigilado con la instrumentación prevista en el diseño.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. El suceso se clasificó por el "impacto en la defensa en profundidad". Ocurrió un iniciador real, con pérdida del suministro externo de corriente alterna, inclusive fluctuaciones de frecuencia y tensión, debido a un tornado. La frecuencia de este iniciador es esperada. La disponibilidad de la función de seguridad fue meramente la adecuada ya que la pérdida de suministro eléctrico exterior duró poco tiempo.

Conforme a la Sección IV–3.2.1.3 a), se asigna el nivel 2 o 3. Como la función de seguridad fue justo adecuada, se escogió el nivel 3. Además, ocurrió una violación de las CLO, puesto que se hicieron esfuerzos para llevar el reactor al mínimo nivel de potencia controlada sin que hubiera generadores Diesel disponibles para la función de seguridad ante la pérdida completa de suministro eléctrico.

Ejemplo 12: Apagón completo en una central debido a un incendio en el edificio de la turbina – nivel 3

Descripción del suceso

Mientras un reactor PHWR funcionaba a potencia, ocurrió un incendio en el edificio de la turbina. Se disparó el reactor manualmente y se inició el enfriamiento del reactor.

Debido al incendio, se dañaron muchos cables y equipo eléctrico, lo que produjo un apagón completo. La disipación de calor residual del núcleo se produjo mediante circulación natural. La alimentación de agua a la parte secundaria de los generadores de vapor se realizó mediante bombas Diesel contra incendios. Se añadió agua pesada borada al moderador para mantener al reactor subcrítico en todos los modos.

Explicación de la clasificación

No son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento. La pérdida de alimentación eléctrica en el emplazamiento (clase IV, III, II o I) es un iniciador posible para reactores PHWR que de hecho ocurre (es decir, es real). La función de seguridad de refrigeración era adecuada porque se alimentó la parte

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

secundaria con una bomba Diesel contra incendios, que no es un sistema normal de seguridad. Según la Sección IV–3.2.1.3 a), el suceso se clasifica a los niveles 2 o 3. Se escogió el nivel 3 en vista de los fallos por causa común (incendio y degradación de los sistemas de seguridad disponibles debido a pérdida de muchas indicaciones) de modo que ciertos fallos únicos adicionales podrían haber dado lugar a un accidente.

V–3.2. Ejemplos basados en el método de capas de seguridad

Ejemplo 13: Presurización del espacio vacío en una vasija disolvente de elementos combustibles – nivel 0

Descripción del suceso

La detección de una pequeña presurización en el espacio vacío de una vasija de disolución de una planta de reprocesado dio lugar a un corte automático del proceso. Se apagó el sistema de calentamiento del disolvente y se aplicó agua fría; se paró la aportación de ácido nítrico a la vasija y se suprimió la reacción de la disolución añadiendo agua fría a la vasija. No se produjo ninguna liberación de contaminación aérea a la zona de operación de la planta ni al medio ambiente. La investigación consiguiente indicó que la presurización se debió a una emanación anormal de vapor y un incremento de la tasa de producción de vapor nitroso debido a un aumento pasajero del ritmo de disolución de combustible.

Explicación de la clasificación

El suceso no tuvo impacto dentro ni fuera del emplazamiento. El proceso se paró automáticamente debido a la desviación de las condiciones de trabajo. Todas las fases de la parada se sucedieron normalmente. No falló ninguna capa de seguridad. Por lo tanto, se seleccionó la clasificación básica de nivel 0 y no hay razones para clasificar el suceso a un nivel superior.

Ejemplo 14: Un trabajador recibe una dosis acumulada al cuerpo entero por encima del límite de dosis – nivel 1

Descripción del suceso

La dosis al cuerpo entero recibida por un directivo de la planta durante las dos últimas semanas de diciembre fue ligeramente superior a la autorizada o esperada y por ello su dosis acumulada al cuerpo entero superó el límite anual de dosis.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Explicación de la clasificación

El suceso no tuvo impacto fuera del emplazamiento y el registrado dentro del emplazamiento estuvo por debajo del nivel de significación. La clasificación básica es nivel 0 al no haber degradación de las capas de seguridad previstas para evitar dosis significativas a los trabajadores. Sin embargo, el suceso debe clasificarse a nivel 1 conforme a la Sección IV–3.3, puesto que se excedió el límite anual de la dosis acumulada al cuerpo entero.

Ejemplo 15: Fallo del sistema de enclavamiento de puertas de blindaje– nivel 2

Descripción del suceso

El incidente ocurrió cuando un contenedor de residuos vitrificados altamente radiactivos se llevó a una celda mientras sus puertas de blindaje estaban abiertas tras una operación de mantenimiento. La apertura de las puertas la controlaba un sistema de intercambio de llaves, enclavamientos gamma instalados y controladores lógicos programables. El diseño original del sistema de acceso a la celda se había modificado dos veces durante el período de puesta en servicio con el fin de mejorarlo. Todos estos sistemas fueron incapaces de impedir la transferencia de material altamente radiactivo a la celda mientras las puertas de blindaje estaban abiertas.

La entrada de personal a esta zona se controla mediante un permiso que requiere el uso de dosímetros individuales con alarma. El personal que hubiera podido estar presente en la celda o zonas adyacentes podría haber recibido una exposición severa a la radiación si no hubiera respondido al movimiento del contenedor ni a la alarma acústica del dosímetro individual. En el suceso, el operador advirtió rápidamente el problema, cerró las puertas de blindaje y nadie recibió exposiciones adicionales.

En lo que concierne al acceso a las celdas, el diseño de la planta se había modificado durante la puesta en servicio y las consecuencias de esos cambios no se habían considerado adecuadamente. En particular:

a) La puesta en servicio del sistema de intercambio de llaves de enclavamiento de las puertas de blindaje de la celda no permitió detectar que el sistema era inadecuado.
b) Un sistema de control lógico programable no se había programado ni puesto en servicio correctamente.
c) Las modificaciones fueron mal evaluadas y controladas porque su significado de seguridad no se clasificó correctamente.
d) El personal de diseño y el de puesta en servicio no se comunicó apropiadamente.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Se había cancelado una autorización de permisos para trabajar, lo que indica que la planta había vuelto a su estado normal, pero de hecho no era así. El sistema de propuestas de modificaciones temporales de la planta se usaba demasiado frecuentemente, se controlaba inadecuadamente y requería mejoras. Además, la labor de entrenamiento y supervisión de las entradas a celdas activas era inadecuado.

Explicación de la clasificación

A pesar del fallo de varias capas de seguridad, quedaba una capa de seguridad, a saber el procedimiento de autorización de permisos para trabajar y entrar en las celdas que requiere el uso de dosímetros individuales de alarma. Las máximas consecuencias potenciales para tales actividades son de nivel 4 (muerte de un trabajador) y por tanto la clasificación básica a nivel 2 es la apropiada.

Ejemplo 16: Fallo de control de criticidad – nivel 1

Descripción del suceso

Una comprobación rutinaria del cumplimiento de las normas de operación en una planta de fabricación de combustible descubrió que se habían embalado de forma incorrecta seis muestras de pastillas de combustible. Adicionalmente al embalaje permitido, cada muestra se había colocado en un contenedor de plástico. Tenían que introducirse en el almacén los contenedores plásticos adicionales que mostraban un requisito que vedaba el uso de material hidrogenado adicional al de envoltura permitido. Las investigaciones posteriores demostraron que el certificado de no-criticidad era difícil de interpretar y la evaluación relativa a la criticidad era inadecuada para permitir la plena comprensión de la evaluación de seguridad.

Explicación de la clasificación

Las máximas consecuencias potenciales de una criticidad serían de nivel 4, es decir, muerte de un trabajador. La máxima clasificación atendiendo a la defensa en profundidad sería por lo tanto a nivel 2 (Sección IV–3.2.2.3). Las capas de seguridad subsistentes son:

— Los controles previstos para evitar inundaciones (supuestas en el estudio de seguridad);
— Las inspecciones para detectar desviaciones con respecto a los supuestos admitidos en el estudio de seguridad (por ejemplo, la presencia de otro material hidrogenado).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Por lo tanto, quedan dos capas de seguridad y la clasificación básica es de nivel 1. Este nivel también sería apropiado porque:

— Las operaciones no se ajustaban a los requisitos de las CLO;
— La cultura de seguridad no garantizó las evaluaciones ni la documentación adecuadas.

Ejemplo 17: Pérdida prolongada de ventilación en una instalación de fabricación de combustible – nivel 1

Descripción del suceso

Tras una pérdida de ventilación normal y de emergencia y el incumplimiento de procedimientos, los operadores trabajaron durante más de una hora sin contención dinámica. La ventilación realiza una doble función. Primero, dirige la radiactividad que se extendería por un recinto cerrado a un circuito de filtración y liberación controlada y, segundo, crea una ligera depresión en ese recinto cerrado para evitar la transferencia de radiactividad a otras zonas. Esta forma de contención se llama “contención dinámica”.

El incidente empezó con la pérdida de suministro eléctrico al sistema normal de ventilación. El sistema de ventilación de emergencia, que debería haber actuado, no arrancó. Las investigaciones posteriores indicaron que la avería del sistema normal de ventilación y el fallo del sistema de ventilación de emergencia estaban ligados a la presencia de un modo común entre las alimentaciones eléctricas de estos sistemas de ventilación. La alarma se señalizó en el puesto de guardia, pero la información no llegó ni a los supervisores ni al personal de operación.

Al personal de operación sólo se le informó de que había saltado la alarma poco más de una hora después de que hubiera empezado el turno.

El resultado de las medidas de contaminación atmosférica, tomadas en todos los puestos de trabajo monitorizados, no aportó ninguna evidencia de incremento de contaminación atmosférica.

Explicación de la clasificación

El sistema de ventilación se diseñó en cascada de flujos de aire desde zonas de baja contaminación a otras de contaminación sucesivamente más alta, real o potencialmente. Si hubiera habido un suceso coincidente que produjera presurización, se habría descargado a la zona de operación de la planta, y después a la atmósfera sin el mismo grado de filtración, alguna radiactividad que de otro modo se habría canalizado por el sistema de filtración. Las máximas consecuencias potenciales serían:

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

— En el emplazamiento: nivel 3 (amplia dispersión de contaminación aérea);
— Fuera del emplazamiento: nivel 4.

Por lo tanto la máxima clasificación por concepto de defensa en profundidad es a nivel 2.

Las disposiciones de seguridad independientes que quedaban, sin incluir los procedimientos de emergencia en última instancia, son:

— Los sistemas contra incendios instalados (automáticos);
— La estructura del edificio que prevé contención y descontaminación para reducir las exposiciones;
— No haberse producido fuego en el combustible.

Según la Sección IV–3.2.2.3, había más de dos capas de seguridad eficaces y la clasificación básica de cero es la apropiada. Sin embargo, se violaron las CLO (continuó el trabajo sin ventilación) y por lo tanto la clasificación del suceso se sube a nivel 1.

Ejemplo 18: Pérdida de ventilación en una instalación de almacenamiento de productos de fisión – nivel 1

Descripción del suceso

La contención del residuo líquido de alta actividad estaba formada por:

— Las vasijas;
— Dos sistemas extractores independientes de ventilación del 100% que aseguraban el confinamiento dinámico evitando cualquier transferencia de radiactividad a otras zonas y canalizando la radiactividad que podría dispersarse hacia circuitos de filtración y tratamiento;
— Sistemas de refrigeración de seguridad para evitar la ebullición;
— Sistemas de seguridad pulsantes para evitar puntos calientes en las vasijas debidos a la deposición de partículas sólidas;
— Sistemas extractores de ventilación específicos para asegurar la recogida de hidrógeno y evitar una explosión.

El suceso ocurrido fue una parada total de los sistemas extractores de ventilación. Durante unas tres horas, el gradiente de presión entre las celdas y otras zonas no estuvo asegurado. Sin embargo, las disposiciones de seguridad para mantener la dilución de hidrógeno continuaron con normalidad (se disponía de vasija de aire a presión y de botellas de nitrógeno).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Descripción de la clasificación

Al sistema de ventilación se le asignan tres objetivos:

a) Mantener la concentración de hidrógeno por debajo del límite de explosión;
b) Controlar las descargas radiactivas por una vía con filtración;
c) Mantener los gradientes de presión entre vasijas, celdas y zonas de operación de la planta.

La pérdida prolongada de ventilación junto con un incendio o explosión en el sistema de ventilación de la vasija podría dar lugar a:

— Mayores dosis a los operadores, como máximo nivel 2 a causa de presurización;
— Dispersión de la contaminación aérea, como máximo nivel 3;
— Mayores descargas a la atmósfera por las rutas de ventilación de celdas que tienen menor nivel de filtración que las rutas de ventilación de la vasija. Las máximas consecuencias pueden exceder del nivel 4;
— Daños a la planta, pero con materiales radiactivos plenamente recuperables y confinados (nivel 4).

Las capas de seguridad subsistentes son:

— La refrigeración de las vasijas, que limita el ritmo de emanación de descargas gaseosas junto con la medida y alarmas de concentración de H_2 con la disponibilidad de nitrógeno para bajar el contenido de oxígeno si la concentración de hidrógeno empezase a subir;
— La ausencia de un mecanismo que inicie una deflagración o detonación;
— Los sistemas intactos de filtrado y ventilación de las celdas, distantes de las estructuras de las vasijas, edificios y celdas, que actúan como un sistema de contención y descontaminación reduciendo el impacto de las descargas.

Conforme a la Sección IV–3.2.2.3, las máximas consecuencias potenciales son nivel 5 y hay tres capas de seguridad disponibles. Por lo tanto, la clasificación básica es a nivel 1 y no hay razones para subirla.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 19: Pérdida de una fuente sellada – nivel 2

Descripción del suceso

Durante la prueba de una serie de monitores de radiación se descubrió que una fuente de 2 GBq de ^{226}Ra, utilizada para pruebas funcionales de instrumentación, faltaba de su contenedor de transporte blindado. La fuente se encontró en una zona controlada, en un pasillo de libre acceso para el personal.

Explicación de la clasificación

Esta fuente produciría 80 Sv/h a 1 cm, lo que es claramente suficiente para causar quemaduras (nivel 3) en unos pocos minutos de exposición o la muerte. La máxima clasificación por el concepto de defensa en profundidad fue por lo tanto a nivel 2. Dado el corto tiempo, todas las capas potenciales de seguridad quedaron inútiles. Por lo tanto la clasificación es a nivel 2.

Ejemplo 20: Derrame de líquido contaminado con plutonio en el suelo de un laboratorio – nivel 2

Descripción del suceso

Se desprendió una manguera flexible que aportaba agua de refrigeración a un condensador de vidrio en una caja de guantes. El agua inundó la caja de guantes y llenó un guante ambidiestro hasta que el guante reventó. El agua derramada contenía unos 2,3 GBq de ^{239}Pu.

Descripción de la clasificación

El laboratorio no estaba diseñado para contener derrames. Se estima que los derrames líquidos tienen una equivalencia radiológica de unos pocos cientos de GBq de ^{106}Ru.

Según la Sección III–2.4,

1	Bq ^{239}Pu	≡	3 000 Bq ^{106}Ru
2,3	GBq ^{239}Pu	≡	$6{,}9 \times 10^3$ GBq ^{106}Ru

La cantidad derramada es mayor que la correspondiente al nivel 2, pero menor que la de nivel 3, de unos pocos miles de TBq. Dado que el derrame ocurrió en forma líquida hay poca probabilidad de alguna exposición significativa al personal.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Ejemplo 21: Se descubre que contenedores de transporte supuestamente vacíos contienen material nuclear – nivel 1

Descripción del suceso

Una planta de fabricación de combustible recibe óxido de uranio enriquecido en ^{235}U por vía marítima. El material viaja en unos bidones especiales sellados mecánicamente y colocados en un contenedor marítimo. Tras extraer el material, el fabricante del combustible envía de vuelta a su proveedor los bidones vacíos.

Tras recibir un contenedor con 150 bidones supuestamente vacíos, el proveedor de óxido de uranio descubrió que dos bidones estaban llenos y contenían un total de 100 kg de óxido de uranio. La actividad estimada del material era 8×10^9 Bq; sin embargo, se comprobó que la superficie exterior de los bidones y el contenedor marítimo estaban limpios. Ningún trabajador ni miembro del público recibió dosis imprevista alguna como consecuencia de este suceso.

Explicación de la clasificación

Aunque el embalado de los bidones vacíos fue el mismo que si estuvieran llenos (se mantenía el sellado mecánico así como las condiciones del contenedor), el etiquetado del transporte fue menos exigente y las precauciones de manejo ligeramente relajadas. Por lo tanto, hubo una vulneración de las CLO y conforme a la Sección V–1.11 el suceso se clasifica a nivel 1.

Ejemplo 22: Pérdida completa de refrigeración en parada – nivel 1

Descripción del suceso

La refrigeración en parada de la vasija del reactor se perdió completamente durante varias horas cuando las válvulas de aislamiento de la aspiración del sistema RHR, que estaba en operación, cerraron automáticamente. Estas válvulas cerraron debido a la pérdida de suministro eléctrico a la división 2 del sistema de protección del reactor. El suministro alternativo estaba indisponible por mantenimiento. La unidad había estado parada durante un largo tiempo (unos 16 meses) y el calor residual era muy escaso. Durante el período de tiempo en que la refrigeración en parada estuvo indisponible, el agua de la vasija empezó a calentarse a un ritmo aproximado de 0,3º C por hora. El sistema RHR se puso de nuevo en marcha unas seis horas después del suceso inicial.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Explicación de la clasificación

Puesto que el reactor estaba en parada, el suceso debe clasificarse utilizando el método de capas de seguridad.

a) En este suceso particular, se disponía de mucho tiempo antes que pudiera ocurrir ninguna consecuencia significativa, como degradación del núcleo o liberación radiológica significativa. Esta disponibilidad de tiempo permite la realización de un amplio espectro de medidas para corregir la situación y por lo tanto puede considerarse una "capa de alta integridad", como se indica en la Sección IV–3.2.2.1. Como consecuencia de la presencia de esta capa de alta integridad, la clasificación básica del suceso es nivel 0.
b) Suponiendo que la configuración no cumpliera los requisitos de las CLO respecto al tiempo previsto para la recuperación, el suceso se podría clasificar a nivel 1.
c) Si el calor residual no hubiera sido tan bajo, el tiempo disponible habría sido mucho más corto y no se habría podido considerar como una capa de alta integridad. En tal caso, las capas de seguridad eficaces son las siguientes:

— Procedimientos y acciones del operador para restablecer el suministro eléctrico a la división 2 del sistema de protección del reactor;
— Procedimientos y acciones del operador para restablecer la refrigeración RHR con sistemas alternativos.

Las máximas consecuencias potenciales para la instalación considerada llevan a un nivel 5 o mayor, luego es aplicable la primera columna de la Tabla V. Dado que quedaban dos capas, el suceso se habría clasificado a nivel 2.

Ejemplo 23: Excursión de potencia en un reactor experimental durante la carga de combustible – nivel 2

Descripción del suceso

En un reactor de investigación de piscina ocurrió una excursión de potencia, que produjo un disparo del reactor por sobrepotencia durante una operación de recarga. El reactor operaba corrientemente a 2 MW. Tras la sustitución de un conjunto de barras de control de seguridad, los elementos combustibles se estaban devolviendo al núcleo. Tras cargar el quinto elemento combustible, las barras de control de seguridad se estaban extrayendo para comprobar que el reactor no estaba crítico. Las barras se extrajeron hasta un 85%, en lugar del 40% requerido (posición segura). Al insertar el sexto elemento combustible se vio un brillo azul y el reactor disparó por

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

sobrepotencia. El disparo por Log N se había puesto en derivación para evitar disparos espurios mientras se movía combustible irradiado hacia la posición de carga en el núcleo y la derivación no se había desconectado. El máximo transitorio de potencia estimado fue de alrededor del 300% de plena potencia. Los procedimientos de recarga se van a examinar y revisar.

Explicación de la clasificación

La introducción a la Sección IV–3.2 establece que el método de capas de seguridad debe utilizarse para evaluar reactores de investigación. El primer paso por lo tanto es identificar las máximas consecuencias potenciales. Esto se había evaluado para el reactor y se había demostrado que la máxima clasificación potencial no excedería del nivel 4. La única barrera que impedía una liberación significativa era el disparo por sobrepotencia. No se aportan detalles sobre esa protección, pero a menos que se muestre que hay dos o más capas de protección redundantes, eficaces en las condiciones de operación en vigor, debe suponerse que sólo había una capa que impedía una liberación significativa. La clasificación, según la Tabla V es por lo tanto a nivel 2.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Parte VI

APÉNDICES

Apéndice I

CÁLCULO DE LA EQUIVALENCIA RADIOLÓGICA

I.1. INTRODUCCIÓN

En este apéndice se presentan los factores de multiplicación que cabe aplicar a la actividad liberada de un radionucleido específico para obtener una actividad que pueda compararse con los valores indicados del ^{131}I. Los valores de los coeficientes de inhalación se han publicado recientemente e incorporado a las Normas básicas de seguridad (NBS) del OIEA . Son los utilizados en este análisis.

I.2. MÉTODO

La metodología y escenarios utilizados son comparables a los adoptados en la anterior orientación sobre la Escala INES. Se resumen seguidamente.

a) Para el impacto fuera del emplazamiento, se consideran las dos siguientes vías:

— Dosis por inhalación (efectiva, miembro adulto del público) de una concentración aérea de radionucleidos, con un ritmo de respiración de $3{,}3 \times 10^{-4}$ $m^3 \times s^{-1}$ y un coeficiente de dosis por inhalación (D_{inh}, $Sv \times Bq^{-1}$);
— Dosis externa de radiación gamma (efectiva, adulto), integrada durante 50 años, debida a los radionucleidos depositados en el suelo. La deposición en suelo se relaciona con la concentración en aire utilizando velocidades de deposición (Vg) de 10^{-2} $m \times s^{-1}$ para yodo elemental y $1{,}5 \times 10^{-3}$ $m \times s^{-1}$ para otros materiales. Se utiliza la dosis integrada durante 50 años causada por la unidad de depo-

---

[8] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD Y ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad Núm. 115, OIEA, Viena (1996).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

sición en suelo de cada radionucleido (D_{sue}, Sv por Bq×m^{-2}) y se aplica un factor 0,5 a éste para tener en cuenta la irregularidad del terreno.

La dosis total (D_{tot}) resultante de una actividad liberada Q y de la concentración aérea, integrada con respecto al tiempo de radionucleidos a nivel del suelo de X (Bq×s×m^{-3} por Bq liberado) es:

$$D_{tot} = QX(D_{inh} \times \text{ritmo de respiración} + Vg\ D_{sue}\ 0{,}5)$$

Para cada radionucleido, la equivalencia radiológica relativa al ^{131}I puede calcularse por lo tanto como el cociente de los respectivos valores de $D_{tot}/(QX)$.

b) Para las consecuencias en el emplazamiento sólo se consideran la vía de inhalación y los coeficientes de inhalación para los trabajadores.

I.3. DATOS BÁSICOS

os coeficientes de inhalación en las columnas segunda y tercera de la Tabla VIII se han tomado de las NBS (véase nota a pie de página núm. 8), salvo para el U_{nat} que no figura en ese documento. Los valores del U_{nat} se han calculado sumando las aportaciones del ^{238}U, ^{235}U y ^{234}U y sus principales productos de decaimiento, como se indica más abajo. Cuando un radionucleido tiene varios tipos de absorción pulmonar, se utiliza el máximo valor del coeficiente de inhalación.

Las dosis por radiación gamma externa integradas para 50 años han sido calculadas por *National Radiological Protection Board* del Reino Unido. Los datos del ^{235}U incluyen el ^{231}Th y los del ^{238}U incluyen el ^{234}Th y el ^{234}Pa^{m}. Los valores del uranio natural se han calculado utilizando las siguientes proporciones: ^{234}U (48,9%), ^{235}U (2,2%) y ^{238}U (48,9%).

I.4. RESULTADOS

Los factores de multiplicación aplicables para el impacto en el emplazamiento se obtienen dividiendo el valor de cada radionucleido por el del ^{131}I. Estos valores se dan en la Tabla IX y en forma redondeada en la Tabla X. Los factores de multiplicación están dentro del rango de un pequeño factor respecto de los publicados en el anterior documento de clarificación de la Escala INES[9].

---

[9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Clarification of Issues Raised: Addendum to the INES User's Manual, IAEA, Vienna (1996).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

El cálculo de los factores de multiplicación aplicables al impacto fuera del emplazamiento se presenta en la Tabla XI. La dosis externa por $Bq \times s \times m^{-3}$ (cuarta columna) se suma a la dosis por inhalación (séptima columna) para obtener el total de las dos vía (octava columna). El valor total correspondiente a cada radionucleido se divide por el del ^{131}I para obtener los factores de multiplicación que figuran en la columna final. Éstos se presentan en forma redondeada en la Tabla X. Los factores de multiplicación están dentro del rango de un pequeño factor respecto de los publicados en el anterior documento de clarificación de la Escala INES[9].

[9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Clarification of Issues Raised: Addendum to the INES User's Manual, IAEA, Vienna (1996).

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA VIII. DATOS BÁSICOS

Nuclide	Coeficientes de inhalación		External from deposit	
	Sv/Bq (trabajadores) (publicación citada en nota 8	Sv/Bq (público) (publicación citada en nota 8	$Sv \cdot h^{-1}$ por $Bq \cdot m^{-2}$ (a)	$Sv \cdot 50\ a^{-1}$ por $Bq \cdot m^{-2}$ (a)
^{131}I	$1{,}10 \times 10^{-8}$	$7{,}40 \times 10^{-9}$	—	$2{,}48 \times 10^{-10}$
HTO	$1{,}80 \times 10^{-11}$	$2{,}60 \times 10^{-10}$	—	0
^{32}P	$2{,}90 \times 10^{-9}$	$3{,}40 \times 10^{-9}$	—	0
^{54}Mn	$1{,}20 \times 10^{-9}$	$1{,}50 \times 10^{-9}$	—	$1{,}96 \times 10^{-8}$
^{60}Co	$1{,}70 \times 10^{-8}$	$3{,}10 \times 10^{-8}$	—	$2{,}30 \times 10^{-7}$
^{99}Mo	$1{,}10 \times 10^{-9}$	$9{,}90 \times 10^{-10}$	—	$5{,}57 \times 10^{-11}$
^{137}Cs	$6{,}70 \times 10^{-9}$	$3{,}90 \times 10^{-8}$	—	$1{,}25 \times 10^{-7}$
^{134}Cs	$9{,}60 \times 10^{-9}$	$2{,}00 \times 10^{-8}$	—	$7{,}24 \times 10^{-8}$
^{132}Te	$3{,}00 \times 10^{-9}$	$2{,}00 \times 10^{-9}$	—	$6{,}49 \times 10^{-10}$
^{90}Sr	$7{,}70 \times 10^{-8}$	$1{,}60 \times 10^{-7}$	—	0
^{106}Ru	$3{,}50 \times 10^{-8}$	$6{,}60 \times 10^{-8}$	—	$5{,}27 \times 10^{-9}$
$^{234}U(S)^{b}$	$6{,}80 \times 10^{-6}$	$9{,}40 \times 10^{-6}$	$3{,}40 \times 10^{-16}$	$1{,}49 \times 10^{-10}$
$^{235}U(S)^{b}$	$6{,}10 \times 10^{-6}$	$8{,}50 \times 10^{-6}$	$3{,}65 \times 10^{-13}$	$1{,}60 \times 10^{-7}$
$^{235}U(M)^{b}$	$1{,}80 \times 10^{-6}$	$3{,}10 \times 10^{-6}$	$3{,}65 \times 10^{-13}$	$1{,}60 \times 10^{-7}$
$^{235}U(F)^{b}$	$6{,}00 \times 10^{-7}$	$5{,}20 \times 10^{-7}$	$3{,}65 \times 10^{-13}$	$1{,}60 \times 10^{-7}$
$^{238}U(S)^{b}$	$5{,}70 \times 10^{-6}$	$8{,}00 \times 10^{-6}$	$5{,}36 \times 10^{-14}$	$2{,}35 \times 10^{-8}$
$^{238}U(M)^{b}$	$1{,}60 \times 10^{-6}$	$2{,}90 \times 10^{-6}$	$5{,}36 \times 10^{-14}$	$2{,}35 \times 10^{-8}$
$^{238}U(F)^{b}$	$5{,}80 \times 10^{-7}$	$5{,}00 \times 10^{-7}$	$5{,}36 \times 10^{-14}$	$2{,}35 \times 10^{-8}$
U_{nat}	$6{,}20 \times 10^{-6}$	$8{,}70 \times 10^{-6}$	$3{,}44 \times 10^{-14}$	$1{,}51 \times 10^{-8}$
^{239}Pu	$1{,}00 \times 10^{-4}$	$1{,}20 \times 10^{-4}$	$1{,}75 \times 10^{-16}$	$7{,}67 \times 10^{-11}$
^{241}Am	$2{,}70 \times 10^{-5}$	$9{,}60 \times 10^{-5}$	$3{,}65 \times 10^{-14}$	$1{,}60 \times 10^{-8}$

[a] Cálculo de la equivalencia radiológica para el Manual del usuario de INES, carta de S. Hughes a S.J. Mortin, 2000.

[b] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA IX. IMPACTO EN EL EMPLAZAMIENTO, SÓLO INHALACIÓN

Nucleidoe	Coeficiente de inhalación (Sv/Bq) (trabajadores)	Razón a 131I
^{131}I	$1{,}10 \times 10^{-8}$	1,0
HTO	$1{,}80 \times 10^{-11}$	0,002
^{32}P	$2{,}90 \times 10^{-9}$	0,3
^{54}Mn	$1{,}20 \times 10^{-9}$	0,1
^{60}Co	$1{,}70 \times 10^{-8}$	1,5
^{99}Mo	$1{,}10 \times 10^{-9}$	0,1
^{137}Cs	$6{,}70 \times 10^{-9}$	0,6
^{134}Cs	$9{,}60 \times 10^{-9}$	0,9
^{132}Te	$3{,}00 \times 10^{-9}$	0,3
^{90}Sr	$7{,}70 \times 10^{-8}$	7,0
^{106}Ru	$3{,}50 \times 10^{-8}$	3,2
$^{235}U(S)$[a]	$6{,}10 \times 10^{-6}$	554,5
$^{235}U(M)$[a]	$1{,}80 \times 10^{-6}$	163,6
$^{235}U(F)$[a]	$6{,}00 \times 10^{-7}$	54,5
$^{238}U(S)$[a]	$5{,}70 \times 10^{-6}$	518,2
$^{238}U(M)$[a]	$1{,}60 \times 10^{-6}$	145,5
$^{238}U(F)$	$5{,}80 \times 10^{-7}$	52,7
U_{nat}	$6{,}20 \times 10^{-6}$	563,6
^{239}Pu	$1{,}00 \times 10^{-4}$	9090,9
^{241}Am	$2{,}70 \times 10^{-5}$	2454,5

[a] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA X. IMPACTO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO, INHALACIÓN Y DOSIS EXTERNA POR DEPÓSITO EN EL SUELO

Nucleido	Dosis externa para 50 años (Sv por Bq·m^{-2})	Velocidad de deposición *Vg* (m·s^{-1})	Dosis externa para 50 años (Sv por Bq·s×m^{-3})	Coeficiente de inhalación (público) (Sv por Bq)	Ritmo de respiración (m^3·s^{-1})	Dosis por inhalación Sv por (Bq·s·m^{-3})	Dosis total Sv por (Bq·s·m^{-3})	Razón a ^{131}I
^{131}I	2,48×10^{-10}	1,00×10^{-2}	1,24×10^{-12}	7,40×10^{-9}	3,30×10^{-4}	2,44×10^{-12}	3,68×10^{-12}	1,0
HTO	0	0	0	2,60×10^{-10}	3,30×10^{-4}	8,58×10^{-14}	8,58×10^{-14}	0,02
^{32}P	0	1,50×10^{-3}	0	3,40×10^{-9}	3,30×10^{-4}	1,12×10^{-12}	1,12×10^{-12}	0,30
^{54}Mn	1,96×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,47×10^{-11}	1,50×10^{-9}	3,30×10^{-4}	4,95×10^{-13}	1,52×10^{-11}	4,1
^{60}Co	2,30×10^{-7}	1,50×10^{-3}	1,73×10^{-10}	3,10×10^{-8}	3,30×10^{-4}	1,02×10^{-11}	1,83×10^{-10}	49,6
^{99}Mo	5,57×10^{-11}	1,50×10^{-3}	4,18×10^{-14}	9,90×10^{-10}	3,30×10^{-4}	3,27×10^{-13}	3,68×10^{-13}	0,1
^{137}Cs	1,25×10^{-7}	1,50×10^{-3}	9,38×10^{-11}	3,90×10^{-8}	3,30×10^{-4}	1,29×10^{-11}	1,07×10^{-10}	29,0
^{134}Cs	7,24×10^{-8}	1,50×10^{-3}	5,43×10^{-11}	2,00×10^{-8}	3,30×10^{-4}	6,60×10^{-12}	6,09×10^{-11}	16,5
^{132}Te	6,49×10^{-10}	1,50×10^{-3}	4,87×10^{-13}	2,00×10^{-9}	3,30×10^{-4}	6,60×10^{-13}	1,15×10^{-12}	0,3
^{90}Sr	0	1,50×10^{-3}	0	1,60×10^{-7}	3,30×10^{-4}	5,28×10^{-11}	5,28×10^{-11}	14,3
^{106}Ru	5,27×10^{-9}	1,50×10^{-3}	3,95×10^{-12}	6,60×10^{-8}	3,30×10^{-4}	2,18×10^{-11}	2,57×10^{-11}	7,0
^{235}U(S)[a]	1,60×10^{-7}	1,50×10^{-3}	1,20×10^{-10}	8,50×10^{-6}	3,30×10^{-4}	2,81×10^{-9}	2,92×10^{-9}	794,4
^{235}U(M)[a]	1,60×10^{-7}	1,50×10^{-3}	1,20×10^{-10}	3,10×10^{-6}	3,30×10^{-4}	1,02×10^{-9}	1,14×10^{-9}	310,4
^{235}U(F)[a]	1,60×10^{-7}	1,50×10^{-3}	1,20×10^{-10}	5,20×10^{-7}	3,30×10^{-4}	1,72×10^{-10}	2,92×10^{-10}	79,2
^{238}U(S)[a]	2,35×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,76×10^{-11}	8,00×10^{-6}	3,30×10^{-4}	2,64×10^{-9}	2,66×10^{-9}	721,8
^{238}U(M)[a]	2,35×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,76×10^{-11}	2,90×10^{-6}	3,30×10^{-4}	9,57×10^{-10}	9,75×10^{-10}	264,7
^{238}U(F)[a]	2,35×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,76×10^{-11}	5,00×10^{-7}	3,30×10^{-4}	1,65×10^{-10}	1,83×10^{-10}	49,6
U_{nat}	1,51×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,13×10^{-11}	8,70×10^{-6}	3,30×10^{-4}	2,87×10^{-9}	2,88×10^{-9}	782,8
^{239}Pu	7,67×10^{-11}	1,50×10^{-3}	5,75×10^{-14}	1,20×10^{-4}	3,30×10^{-4}	3,96×10^{-8}	3,96×10^{-8}	10755,0
^{241}Am	1,60×10^{-8}	1,50×10^{-3}	1,20×10^{-11}	9,60×10^{-5}	3,30×10^{-4}	3,17×10^{-8}	3,17×10^{-8}	8607,3

[a] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

TABLA XI. EQUIVALENCIAS RADIOLÓGICAS

Nucleido	Factores de multiplicación	
	Impacto fuera del emplazamiento	Impacto en el emplazamiento
^{131}I	1(1)	1(1)
HTO	0,02(–)	0,002(–)
^{32}P	0,3(–)	0,3(–)
^{54}Mn	4(–)	0,1(–)
^{60}Co	50(–)	1,5(–)
^{99}Mo	0,1(–)	0,1(–)
^{137}Cs	30(90)	0,6(1)
^{134}Cs	20(–)	0,9(2)
^{132}Te	0,3(–)	0,3(4)
^{90}Sr	10(30)	7(10)
^{106}Ru	7(10)	3(1)
$^{235}U(S)$[a]	800(–)	600(–)
$^{235}U(M)$[a]	300(–)	200(–)
$^{235}U(F)$[a]	100(–)	50(–)
$^{238}U(S)$[a]	700(2500)	500(1000)
$^{238}U(M)$[a]	300(–)	100(–)
$^{238}U(F)$[a]	50(80)	50(35)
U_{nat}	800	600
^{239}Pu	10 000(9000)	9000(10 000)
^{241}Am	9000(9000)	2000(10 000)

[a] Tipos de absorción pulmonar: S — lento; M — medio; F — rápido. En caso de duda, utilícese el valor más conservador.

Nota: Los valores entre paréntesis son los indicados en la publicación citada en la nota 8.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Apéndice II

SINOPSIS DEL PROCEDIMIENTO DE CLASIFICACIÓN DE LOS SUCESOS EN REACTORES DE POTENCIA SEGÚN LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD

II.1. ANTECEDENTES

La defensa en profundidad se puede considerar de diferentes formas. Por ejemplo, se puede tener en cuenta el número de barreras previstas para impedir una liberación (por ejemplo, combustible, vaina, vasija de presión, contención). Igualmente se puede considerar el número de sistemas que habrían de fallar para que un incidente ocurriera (por ejemplo, pérdida de suministro eléctrico exterior más fallo de todos los Diesel indispensables de emergencia). Este último enfoque es el adoptado en el procedimiento de clasificación de INES.

El procedimiento básico de clasificación se centra en el alcance de los fallos de los sistemas de seguridad y en si han sido amenazados. Sin embargo, se reconoce que las consecuencias del fallo de todos los sistemas pueden variar considerablemente. Las consecuencias potenciales se tratan en INES de una forma relativamente sencilla. Tratándose de sucesos en que las máximas consecuencias potenciales pudieran ser de nivel 5 o mayor, el máximo nivel adecuado, atendiendo a la defensa en profundidad, es el 3. Si las máximas consecuencias potenciales del suceso no pueden superar el nivel 4, entonces el máximo por concepto de defensa en profundidad es el nivel 2. De forma similar, si las máximas consecuencias potenciales no pueden exceder del nivel 2, el máximo según la defensa en profundidad es el nivel 1.

Ahora consideraremos más detalladamente el método para clasificar sucesos. En este manual se describen dos métodos distintos pero similares. El primero, que se resume aquí, obviamente es el más apropiado para sucesos asociados con reactores de potencia. El segundo es probablemente más apropiado para sucesos relacionados con reactores en parada, plantas químicas, fallos de combustible en ruta, disposiciones asociadas con la protección de los trabajadores, etc. En general, el método a utilizar depende de la forma en que se ha evaluado la seguridad de la planta.

II.2. PROCEDIMIENTO PARA SUCESOS ASOCIADOS CON REACTORES DE POTENCIA

Considérese una planta en que la protección contra la pérdida de suministro eléctrico exterior esté asegurada por cuatro Diesel esenciales. Para que un accidente ocurra, el suceso debe amenazar la seguridad de la planta (por ejemplo, LOOP) y la

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

protección debe fallar (por ejemplo, que falle el arranque de todos los Diesel). La amenaza inicial a la seguridad de la planta (LOOP en este ejemplo) se llama "iniciador" y la respuesta de los Diesel viene definida por la "capacidad de operación de la función de seguridad" (refrigeración pos disparo en este ejemplo). Así, para que ocurra un accidente se necesita un iniciador y una capacidad operativa insuficiente de funciones de seguridad.

La defensa en profundidad mide lo cerca que se está de ese accidente, es decir, si el iniciador ha ocurrido, cuál fue la probabilidad del accidente y la capacidad de operación de las funciones de seguridad. Si se ha perdido el suministro eléctrico exterior pero todos los Diesel arrancan según lo previsto, un accidente será improbable (tal suceso probablemente se clasificaría a nivel 0). De forma similar, si un Diesel ha fallado en una prueba pero los demás estuvieron disponibles así como el suministro eléctrico exterior, un accidente será improbable (de nuevo, tal suceso sería probablemente clasificado a nivel 0).

Sin embargo, si se descubriera que todos los Diesel no han estado disponibles durante un mes, entonces incluso aunque hubiera estado disponible el suministro exterior y no hubiese necesidad de que los Diesel funcionaran, un accidente sería relativamente probable puesto que la posibilidad de perder la alimentación eléctrica exterior era relativamente alta (un suceso así se clasificaría probablemente a nivel 3 si no hubiera otras líneas de protección).

El procedimiento de clasificación por lo tanto considera si hubo necesidad de que las funciones de seguridad actuaran (en caso de ocurrir un iniciador), la probabilidad supuesta del iniciador y la capacidad de operación de las funciones de seguridad relevantes.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Apéndice III

CLASIFICACIÓN, DERIVADA DE LAS TABLAS, DE LOS SUCESOS EN REACTORES DE POTENCIA (SECCIÓN IV–3.2.1)

III.1. INCIDENTES QUE IMPLICAN DEGRADACIÓN DE SISTEMAS DE SEGURIDAD SIN INICIADOR (SECCIÓN IV–3.2.1.3 B))

La categorización de un incidente dependerá en principio de la medida en que se degrada las funciones de seguridad y de la probabilidad del iniciador para el que están previstas. En rigor, esta última es la probabilidad de que el iniciador ocurra durante el período de degradación de la función de seguridad puesto que el período de incapacidad operativa variará de un incidente a otro. Consecuentemente, si el período de incapacidad es muy corto, será apropiado un nivel más bajo que el indicado en la tabla.

Si la capacidad de operación de una función de seguridad requerida es inadecuada (independientemente de si es apenas inadecuada o muy inadecuada), entonces el incidente únicamente se evitó porque no ocurrió el iniciador. En caso de tal incidente, si la función de seguridad se requiere para iniciadores esperados (es decir, aquellos que se espera que ocurran una o más veces durante la vida de la planta), será apropiado el nivel 3. Si la función de seguridad inadecuada sólo se requiere para iniciadores posibles o improbables, lógicamente será apropiado un nivel más bajo puesto que la probabilidad de un accidente es mucho menor. Por esta razón, la tabla muestra el nivel 2 para los iniciadores posibles y el nivel 1 para los improbables.

El nivel escogido será lógicamente menor cuando la función de seguridad es adecuada que cuando es inadecuada. Así, si se requiere la función para iniciadores esperados y la capacidad de operación es justo la adecuada, lo apropiado es el nivel 2. Sin embargo, en algunos casos la capacidad operativa de la función de seguridad puede ser considerablemente mayor que justo la adecuada, pero no estar dentro de lo prescrito por las CLO. Esto se debe a que la mínima capacidad requerida por las CLO frecuentemente incluirá redundancia y/o diversidad contra algunos iniciadores esperados. En tales situaciones, el nivel 1 sería más apropiado. Así, la tabla indica una elección entre los niveles 1 o 2. El valor apropiado se escogerá dependiendo de la redundancia y/o diversidad subsistentes.

Si la función de seguridad se requiere para iniciadores posibles o improbables, la reducción en uno del nivel obtenido para un sistema inadecuado da el nivel 1 en el caso de iniciadores posibles y el nivel 0 en el de iniciadores menos probables. Sin embargo, no se considera apropiado clasificar a nivel 0 la reducción de la capacidad operativa de un sistema de seguridad por debajo de la requerida por las CLO. Una

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

parte importante de la defensa en profundidad, un sistema de seguridad redundante, ha fracasado. Así, la tabla muestra el nivel 1 tanto para iniciadores posibles como improbables.

Si la capacidad de operación de la función de seguridad está dentro de los requisitos de las CLO, la planta ha permanecido dentro de su entorno operativo de seguridad y lo apropiado es el nivel 0 para todas las frecuencias de iniciadores. Esto también se muestra en la tabla.

III.2. INCIDENTES QUE IMPLICAN UN INICIADOR REAL (SECCIÓN IV–3.2.1.3 A)

Aquí la clasificación dependerá primordialmente de la capacidad de operación de las funciones de seguridad, pero por coherencia se adopta la misma estructura de tabla que para los sucesos sin iniciador.

Obviamente, si la función de seguridad es inadecuada, habrá ocurrido un accidente que se clasificará bajo los criterios de impacto fuera o dentro del emplazamiento. Sin embargo, el nivel 3 representa la máxima categoría en cuanto a defensa en profundidad. Esta pérdida total de defensa en profundidad se expresa en la tabla con un 3+.

Si la función de seguridad es justo la adecuada, de nuevo será apropiado el nivel 3, puesto que un fallo más conduciría a un accidente. Sin embargo, como se indica en la sección anterior, cuando la incapacidad operativa es justo menor que la requerida por las condiciones y límites de operación, puede ser considerablemente mayor que la meramente adecuada, en particular para iniciadores esperados. Por lo tanto, en la tabla se muestran los niveles 2/3 para los iniciadores esperados y una función de seguridad adecuada, dependiendo la elección del grado en que dicha capacidad es mayor que justo la adecuada. Para iniciadores improbables la capacidad operativa requerida por las condiciones y límites de operación probablemente sea justo la adecuada y, por tanto, en general sería apropiado el nivel 3. Sin embargo, puede haber ciertos iniciadores para los cuales haya redundancia y por ello la tabla muestra los niveles 2/3 para todas sus frecuencias.

Si la función de seguridad es plenamente operativa y ocurre un iniciador esperado, esto será obviamente un nivel 0, como muestra la tabla. Sin embargo, el hecho de ocurrir iniciadores posibles o improbables, incluso aunque haya considerable redundancia en las funciones de seguridad, representa el fallo de una parte importante de la defensa en profundidad, a saber, la prevención de iniciadores. Por esta razón la tabla muestra el nivel 1 para los iniciadores posibles y el nivel 2 para los improbables.

Si la capacidad de operación de las funciones de seguridad es la mínima requerida por las CLO, entonces en algunos casos, como ya se ha indicado, no habrá redundancia adicional para los iniciadores posibles y especialmente para los improbables.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Por lo tanto, es apropiado el nivel 2/3, dependiendo de la redundancia subsistente. Para los iniciadores esperados, habrá redundancia adicional y por lo tanto se propone una categorización más baja. La tabla muestra el nivel 1/ 2, donde de nuevo el valor escogido dependerá de la redundancia adicional en las funciones de seguridad. Cuando la disponibilidad de la función de seguridad es mayor que el mínimo requerido por las CLO pero menor que plena, puede que existan redundancia y diversidad considerables para los iniciadores esperados. En tales casos, el nivel 0 sería el más apropiado.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Apéndice IV

EJEMPLOS DE INICIADORES

IV.1. REACTORES DE AGUA A PRESIÓN (PWR Y WWER)

IV.1.1. Esperados

— Disparo del reactor;
— Dilución fortuita de la compensación química;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación;
— Despresurización del sistema de refrigeración del reactor por operación fortuita de un componente activo (por ejemplo, una válvula de seguridad o alivio);
— Despresurización fortuita del sistema de refrigeración del reactor debida al enfriamiento por rociado del presurizador normal o auxiliar;
— Fuga en el sistema de conversión de potencia que no impida una parada y enfriamiento controlados del reactor;
— Fuga en un tubo del generador de vapor que excede de las especificaciones técnicas de la central, pero inferior a la equivalente a una ruptura completa de tubo;
— Fuga en el sistema de refrigeración del reactor que no impida una parada y enfriamiento controlados del reactor;
— Pérdida de suministro exterior de corriente alterna, con atención a las perturbaciones de frecuencia y voltaje;
— Operación con un elemento combustible en posición mal orientada o incorrecta;
— Extracción fortuita de una barra de control durante la recarga de combustible;
— Incidente menor de manejo de combustible;
— Pérdida o interrupción total del caudal forzado del refrigerante del reactor, excluido el agarrotamiento del rotor de la bomba de refrigerante del reactor.

IV.1.2. Posibles

— Pequeño accidente de pérdida de refrigerante (LOCA);
— Rotura total de un tubo del generador de vapor;
— Caída de un conjunto combustible gastado que sólo afecta al conjunto caído;
— Fuga desde la piscina del combustible gastado que excede de la capacidad normal de aporte;
— Descarga del refrigerante del reactor a través de múltiples válvulas de seguridad o alivio;

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

IV.1.3. Improbables

— LOCA de gran amplitud, que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada en la envolvente de presión del refrigerante del reactor;
— Eyección de una barra de control;
— Gran rotura de tubería del sistema de conversión de potencia, que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada;
— Caída de un conjunto combustible gastado sobre otros conjuntos combustibles gastados.

IV.2. REACTORES DE AGUA EN EBULLICIÓN

IV.2.1. Esperados

— Disparo del reactor;
— Extracción fortuita de una barra de control durante la operación del reactor de potencia;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación;
— Fallo del control de presión del reactor;
— Fuga en el sistema principal de vapor;
— Fuga en el sistema de refrigeración del reactor que no impida la parada y enfriamiento controlados del reactor;
— Pérdida de suministro exterior de corriente alterna, con atención a las perturbaciones de frecuencia y voltaje;
— Operación con un elemento combustible en posición mal orientada o incorrecta;
— Extracción fortuita de una barra de control durante la recarga de combustible;
— Incidente menor de manejo de combustible;
— Pérdida de caudal forzado del refrigerante del reactor.

IV.2.2. Posibles

— Pequeño LOCA;
— Rotura de tubería de vapor principal;
— Caída de un conjunto combustible gastado que sólo afecta al conjunto caído;
— Fuga desde la piscina del combustible gastado que excede de la capacidad normal de aporte;
— Descarga del refrigerante del reactor a través de múltiples válvulas de seguridad o alivio.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

IV.2.3. Improbables

— LOCA de gran amplitud, que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada en la envolvente de presión del refrigerante del reactor;
— Caída de una barra de control;
— Gran rotura en tubería principal de vapor;
— Caída de un conjunto combustible gastado sobre otros conjuntos combustibles gastados.

IV.3. REACTORES DE AGUA PESADA A PRESIÓN CANDU

IV.3.1. Esperados

— Disparo del reactor;
— Dilución fortuita de la compensación química;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación;
— Pérdida del control de la presión del sistema de refrigeración del reactor (alta o baja) debida a fallo u operación fortuita de un componente activo (por ejemplo, válvula de alimentación, sangrado o seguridad);
— Fuga en un tubo del generador de vapor que excede de la especificación de funcionamiento de la central pero inferior a la equivalente a una rotura completa de tubería;
— Fuga en el sistema de refrigeración del reactor que no impida una parada y enfriamiento controlados del reactor;
— Fuga en el sistema de conversión de potencia que no impida una parada y enfriamiento controlados del reactor;
— Pérdida de suministro exterior de corriente alterna, con atención a las perturbaciones de frecuencia y voltaje;
— Operación con elemento(s) combustible(s) en posición incorrecta;
— Incidente menor de manejo de combustible;
— Disparo de bomba(s) de refrigerante del reactor;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación a uno o más generadores de vapor;
— Bloqueo del caudal en un canal individual (menos del 70%);
— Pérdida de refrigeración del moderador;
— Pérdida del control por computadora;
— Aumento regional imprevisto de la reactividad.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

IV.3.2. Posibles

— Pequeño LOCA (incluida la rotura de tubo de presión);
— Rotura completa de un tubo del generador de vapor;
— Descarga de refrigerante del reactor a través de múltiples válvulas de seguridad o alivio;
— Daño del combustible irradiado o pérdida de refrigeración a la máquina de carga del combustible cuando contenga combustible irradiado;
— Fuga desde el muelle del combustible irradiado que excede de la capacidad normal de aporte;
— Rotura de la línea de agua de alimentación;
— Bloqueo del caudal en un canal individual (más del 70%);
— Fallo del moderador;
— Pérdida de refrigeración del blindaje final;
— Fallo de la refrigeración de parada;
— Aumento masivo imprevisto de reactividad;
— Pérdida de agua de servicio (agua de servicio de alta o baja presión, o agua de refrigeración recirculada);
— Pérdida del aire de instrumentos;
— Pérdida de potencia eléctrica en el emplazamiento (clase IV, III, II o I).

IV.3.3. Improbables

— LOCA de gran amplitud, que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada en la envolvente de presión del refrigerante del reactor;
— Gran rotura de tubería del sistema de conversión de potencia, que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada.

IV.4. REACTORES RBMK (LWGR)

IV.4.1. Esperados

— Disparo del reactor;
— Funcionamiento defectuoso del sistema de control neutrónico de la potencia del reactor;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación;
— Despresurización del sistema de refrigeración del reactor (circuito primario) debida a operación fortuita de un componente activo (por ejemplo, una válvula de seguridad o alivio);

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

— Fuga en el circuito primario que no estorbe al disparo y enfriamiento normales del reactor;
— Reducción del caudal del refrigerante a través de un grupo de canales de combustible y de canales del sistema de protección del reactor;
— Reducción del caudal de la mezcla de helio en el apilamiento de grafito del reactor;
— Pérdida de suministro eléctrico exterior, con atención a las perturbaciones de frecuencia y voltaje;
— Operación con un conjunto combustible en posición mal orientada o incorrecta;
— Incidente menor de manejo de combustible;
— Despresurización del canal del combustible durante la recarga del combustible.

IV.4.2. Posibles

— Pequeño LOCA;
— Caída de conjunto combustible gastado;
— Fuga desde la piscina del combustible gastado que exceda de la capacidad normal de aporte;
— Fuga del refrigerante primario a través de múltiples válvulas de seguridad o alivio;
— Rotura de un canal del combustible o de un canal del RPS;
— Pérdida de caudal de agua en cualquier canal de combustible;
— Pérdida de caudal de agua en el circuito de refrigeración del RPS;
— Pérdida total del caudal de la mezcla de helio en el apilamiento de grafito del reactor;
— Emergencia durante la operación de la máquina de recarga de combustible;
— Pérdida total de la alimentación eléctrica auxiliar;
— Suministro no autorizado de agua fría al reactor desde el sistema de refrigeración de emergencia.

IV.4.3. Improbables

— LOCA de gran amplitud que llegue incluso hasta la mayor rotura de tubería justificada en la envolvente de presión del refrigerante del reactor;
— Rotura de tubería de vapor principal antes de la válvula de aislamiento de vapor principal, incluida la mayor rotura de tubería justificada;
— Caída de un conjunto combustible gastado en otros conjuntos combustibles gastados;
— Pérdida total de caudal de agua de servicio;

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

— Eyección de un conjunto combustible desde el canal del combustible, incluida la eyección desde el canal del combustible mientras está en la máquina de recarga.

IV.5. REACTORES REFRIGERADOS POR GAS

IV.5.1. Esperados

— Disparo del reactor;
— Pérdida de caudal de agua de alimentación;
— Despresurización muy pequeña;
— Fuga en tubo de caldera;
— Pérdida de suministro de corriente alterna exterior, con atención a las perturbaciones de frecuencia y voltaje;
— Extracción fortuita de una o más barras de control;
— Incidente menor de manejo de combustible;
— Cierta pérdida o interrupción del caudal forzado del refrigerante del reactor.

IV.5.2. Posibles

— Despresurización pequeña;
— Extracción fortuita de un grupo de barras de control;
— Rotura total de un tubo de caldera;
— Caída de una ristra de combustible (únicamente AGR);
— Cierre de las paletas de guía de la entrada del circulador (únicamente AGR);
— Fallos del cierre del limitador de flujo (únicamente AGR).

IV.5.3. Improbables

— Despresurización de gran importancia;
— Fallo de la tubería de vapor;
— Fallo de la tubería de alimentación.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Apéndice V

CLASIFICACIÓN DE LOS SUCESOS QUE IMPLICAN UNA VIOLACIÓN DE LAS CLO

Las "condiciones y límites de operación" (CLO) estipulan la mínima capacidad operativa de los sistemas de seguridad de forma que la operación permanece dentro de los requisitos de seguridad de la planta. Pueden incluir una operación con disponibilidad reducida de los sistemas de seguridad durante un tiempo limitado. En algunos países las "especificaciones técnicas" incluyen las CLO y, adicionalmente, en el caso de que éstas no se cumplan prescriben las medidas a tomar, incluso los tiempos permitidos de recuperación y el estado al que conviene replegarse.

Si la disponibilidad del sistema está dentro de los requisitos de las CLO pero la instalación permanece más tiempo del permitido (según se define en las especificaciones técnicas) en ese estado, el suceso se debe clasificar a nivel 1 debido a deficiencias en la cultura de seguridad.

Si se descubre que la disponibilidad del sistema es menor que la permitida por las CLO, incluso durante un tiempo limitado, pero el operador va a un estado seguro de acuerdo con las especificaciones técnicas, el suceso se clasificará según se describe en la Sección III–3.2, pero no debe elevarse de nivel por violación de dichas especificaciones. También debe tenerse en cuenta el tiempo durante el cual la disponibilidad de la función de seguridad es menor que la definida por las CLO.

Además de las CLO establecidas, algunos países introducen en sus especificaciones técnicas requisitos adicionales, tales como límites relacionados con la seguridad de componentes a largo plazo. Tratándose de sucesos en que tales límites se excedan durante un corto tiempo, el nivel 0 será más apropiado.

Para los reactores en parada, las especificaciones técnicas estipularán también los requisitos mínimos de disponibilidad, pero generalmente no prescribirán los tiempos de recuperación ni los estados a que conviene replegarse al no ser posible identificar un estado más seguro. El requisito será restablecer el estado original de la planta lo antes posible. En general, los fallos de la planta que reducen la disponibilidad en parada se clasificarán utilizando el método de capas de seguridad y la reducción en la disponibilidad de la planta por debajo de la prescrita por las especificaciones técnicas no debe contemplarse como una violación de las CLO.

Este manual se ha preparado en base a la experiencia adquirida en la aplicación de la edición de 1992 y la clarificación de los temas suscitados. Esta actualización se ha llevado a cabo bajo los auspicios del Comité Asesor INES, dirigido por S. Mortin, Magnox Generation Business Group, British Nuclear Fuels, Reino Unido.

La publicación IAEA-INES-2009 sustituye a la presente publicación.

Apéndice VI

LISTA DE PAÍSES Y ORGANIZACIONES PARTICIPANTES

Alemania
Arabia Saudita
Argentina
Armenia
Australia
Austria
Bangladesh
Belarús
Bélgica
Brasil
Bulgaria
Canadá
Chile
China
Costa Rica
Croacia
Dinamarca
Egipto
Eslovaquia
Eslovenia
España
Estados Unidos de América
Federación de Rusia
Finlandia
Francia
Grecia
Guatemala
Hungría
India
Irán (República Islámica del)
Irlanda
Islandia
Italia
Japón
Kazajstán
Kuwait
Líbano
Lituania
Luxemburgo
México
Noruega
Países Bajos
Pakistán
Perú
Polonia
Portugal
Reino Unido de Gran Bretaña e Irlanda del Norte
República Árabe Siria
República Checa
República de Corea
República Democrática del Congo
República Federativa de Yugoslavia
Rumania
Sri Lanka
Sudáfrica
Suecia
Suiza
Turquía
Ucrania
Viet Nam

ENLACE INTERNACIONAL
Comisión Europea
Instituto de Energía Nuclear
Asociación Mundial de Explotadores de Instalaciones Nucleares