

## TERCER EJERCICIO

### GRUPO B. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

TEMA 25: ANÁLISIS DE CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS DE ACCIDENTES EN CENTRALES NUCLEARES DE AGUA LIGERA

## ÍNDICE

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS
2. INTRODUCCIÓN
3. ANÁLISIS DETERMINISTA
4. METODOLOGÍA AMERICANA
  - 4.1 Diferencias entre las dos metodologías americanas (RG-1.195 y RG-1.183)
5. METODOLOGÍA ALEMANA
6. DESCRIPCIÓN DE ACCIDENTES
  - 6.1 Accidente de pérdida de refrigerante
  - 6.2 Accidente de rotura de tubos del generador de vapor (SGTR)
  - 6.3 Accidente de rotura de una tubería de vapor principal en PWR
  - 6.4 Agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigeración en PWR
  - 6.5 Rotura del alojamiento de un mecanismo de accionamiento de barras de control (expulsión de un conjunto de barras de control)
  - 6.6 Accidente de manejo de combustible
7. BIBLIOGRAFÍA

### ANEXO I

Agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigeración en PWR  
Rotura del alojamiento de un mecanismo de accionamiento de barras de control (expulsión de un conjunto de barras de control)

## 1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS

La IS-37, sobre accidentes base de diseño en centrales nucleares desarrolla el análisis determinista que sustenta el diseño de las centrales nucleares en operación, y establece los criterios de aceptación, para los distintos grupos de sucesos iniciadores.

En este tema se explica cómo se calculan y las hipótesis que se utilizan en el análisis de consecuencias radiológicas de los análisis de accidentes de centrales nucleares de agua ligera contemplados en el capítulo 15 del Estudio de Seguridad para centrales de tecnología americana (CN Almaraz, Ascó, Vandellós y Cofrentes), y en el capítulo 6 del Estudio de Seguridad para la central de tecnología alemana (CN Trillo).

Este tema se relaciona con los siguientes:

### PRIMER EJERCICIO

#### Grupo B

Tema 11. Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.

Tema 12. Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.

### TERCER EJERCICIO

#### Grupo A

Tema 23. Análisis de accidentes en el estudio de seguridad de reactores de agua ligera. Especificaciones de Funcionamiento.

Tema 24. Ejemplos significativos de accidentes base de diseño: Accidentes con pérdida de refrigerante. Accidentes con inserción de reactividad en el núcleo.

## 2. INTRODUCCIÓN

El objetivo fundamental de la seguridad nuclear es proteger a las personas y al medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Para conseguir este objetivo las instalaciones nucleares incorporan una serie de barreras a fin de prevenir el escape incontrolado de materiales radiactivos al exterior, así como mecanismos para la protección de las propias barreras y medidas adicionales para proteger al público y al medio ambiente de los daños que pudieran producirse en caso de que las barreras no fuesen completamente efectivas (*Principio de defensa en profundidad*).

Las tres barreras de contención incluyen: la vaina en la que se introducen las pastillas combustibles y retiene los productos de fisión, la barrera de presión del refrigerante que encierra los productos de activación, y el recinto de contención que contiene al reactor nuclear e impide el escape incontrolado de productos radiactivos en caso de accidente.

La aplicación del principio de defensa en profundidad requiere la incorporación de distintos niveles de defensa, de modo que cualquier fallo aislado, o incluso fallos combinados en cualquier nivel de protección, no se propaguen y pongan en peligro los niveles consecutivos. Los distintos niveles de seguridad son:

- Nivel 1 Selección de emplazamiento, diseño, construcción y explotación rigurosa.
- Nivel 2 Instalación de sistemas de control, protección y vigilancia.
- Nivel 3 Incorporación de salvaguardias tecnológicas y procedimientos de operación de emergencia para hacer frente a los accidentes base de diseño.
- Nivel 4 Gestión de accidentes graves que superan la base de diseño.
- Nivel 5 Establecimiento de un plan de emergencia para mitigar las consecuencias radiológicas de los escapes radiactivos.

Aun conservando el concepto de defensa en profundidad y la teoría de las barreras físicas, la cuantificación del riesgo asociado al funcionamiento de la instalación requiere la realización de un análisis de los escenarios susceptibles de producir una emisión de productos radiactivos al exterior para determinar su frecuencia y daño asociado y verificar que sus consecuencias son inferiores a los criterios de aceptación establecidos en la normativa.

### 3. ANÁLISIS DETERMINISTA

El proceso de autorización de una instalación nuclear es muy similar en todos los países y se basa en la aplicación de un conjunto de regulaciones, requisitos, códigos, guías, límites y condiciones, que permita demostrar que la instalación puede operar de forma segura y que las consecuencias de los accidentes verosímiles son aceptables.

De acuerdo con el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (Real Decreto 1836/1999), el titular debe presentar un Estudio de Seguridad (ES) con la información necesaria para un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, así como un análisis y evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente. En el ES se definen un conjunto de escenarios accidentales que constituyen la base de licencia de la instalación y cuyas consecuencias deben ser inferiores a unos valores establecidos en la normativa.

Así, en el caso de las centrales nucleares de tecnología americana, es el capítulo 15 del ES dedicado al análisis de accidentes en el que se incluyen los sucesos iniciadores a considerar y los parámetros e información necesaria para demostrar que la operación de la instalación nuclear ante sucesos operacionales y accidentes es conforme con los niveles de seguridad requeridos. En el caso de las centrales nucleares de tecnología alemana, es el capítulo 6 del ES donde se recogen estos análisis.

En el inicio de la operación de las centrales nucleares en nuestro país, no había normativa española, que pudiera utilizarse en el licenciamiento de las mismas. La práctica habitual, tanto por los titulares como por el CSN, ha sido utilizar la normativa del país de origen del proyecto.

En el año 2015 el CSN publicó la Instrucción IS-37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares, que contribuye al establecimiento de un marco normativo propio, a la vez que compatibiliza las prácticas seguidas hasta la fecha y que dan soporte a las bases de diseño de las centrales nucleares actualmente en operación. En dicha Instrucción, se desarrolla la metodología determinista que sustenta el diseño de las centrales nucleares en operación y se establecen los criterios de aceptación aplicables.

El principio básico aplicado a los requisitos del proyecto es que los incidentes más frecuentes deben ocasionar poco o ningún riesgo radiológico al público, y que aquellas situaciones extremas con el mayor riesgo potencial deben tener una baja probabilidad de ocurrencia.

En función de la clasificación de los sucesos iniciadores, en la IS-37 se establecen los siguientes criterios de aceptación:

- Sucesos de Categoría I: operación normal de la instalación y otros sucesos con una frecuencia de ocurrencia superior a 1/reactor-año, que serán acomodados por los sistemas de control y limitación de la instalación y operaciones rutinarias de los operadores.

Las dosis producidas a los miembros del público como consecuencia de la liberación de material radiactivo no deben dar lugar a la superación de los límites de dosis establecidos en el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.

- Sucesos de Categoría II: sucesos operacionales previstos con una frecuencia de ocurrencia comprendida entre 1/reactor-año y 0,1/reactor-año.

Las dosis producidas a los miembros del público como consecuencia de la liberación de material radiactivo no deben dar lugar a la superación de los límites de dosis establecidos en el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.

- Sucesos de Categoría III: sucesos operacionales previstos con una frecuencia comprendida entre 0,1/reactor-año y 0,01/reactor-año.

Las emisiones de material radiactivo pueden dar lugar a que más allá del límite del área de exclusión de la instalación se superen los límites de dosis para los miembros del público establecidos en el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, pero no superarán los valores de referencia establecidos en el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) para la adopción de medidas de protección urgentes.

- Sucesos de Categoría IV: accidentes no esperables durante la vida de la instalación, pero cuyas consecuencias pudieran dar lugar a la emisión de cantidades importantes de material radiactivo. Por la severidad de los mismos son sucesos límite a los que el diseño de los sistemas, estructuras y componentes deben hacer frente.

Las emisiones de material radiactivo al exterior no deben dar lugar a que una persona situada en el límite del área de exclusión durante 2 horas o en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, pueda recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv. En función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite. Adicionalmente, se deberá disponer de las adecuadas medidas para garantizar que el personal de sala de control no reciba una dosis superior a 50 mSv durante todo el accidente.

En el caso de que se utilice una clasificación diferente a la mencionada en el artículo séptimo A de la IS-37, se adaptarán los límites de la nueva clasificación a lo descrito

en los párrafos anteriores, teniendo en cuenta la frecuencia de los sucesos iniciadores para cada categoría (este es el caso de la Central Nuclear de Trillo).

#### 4. METODOLOGÍA AMERICANA

Los análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño de las centrales nucleares de agua ligera de tecnología americana, seguían la regulación americana (10CFR100.11 y 10CFR50), tanto para las dosis al público en el exterior de la central como para la dosis que podrían recibir los operadores de sala de control.

Según el 10CFR100.11, las consecuencias radiológicas de un accidente base de diseño deben ser tales que:

- Cualquier accidente considerado en el diseño de una central nuclear debe ser tal que la dosis en un individuo situado en cualquier punto del área de exclusión no reciba una dosis superior a 250 mSv a todo el cuerpo o una dosis superior a 3000 mSv en la glándula tiroides en las dos primeras horas del accidente.
- La zona de baja densidad de población se define como el límite de esta área, tal que cualquier individuo situado en el límite de ésta no reciba una dosis superior a 250 mSv en todo el cuerpo o 3000 mSv en la glándula tiroides durante la duración del accidente.

Según el criterio general de diseño 19 del 10CFR50 Apéndice A:

- La sala de control de una central de agua ligera durante el accidente base de diseño o accidente limitante debe reunir unas condiciones radiológicas de habitabilidad de tal forma que no se supere una dosis en cualquier individuo situado en ella superior a 50 mSv a todo el cuerpo, 500 mSv a la glándula tiroides y 500 mSv en la piel durante la duración del accidente.

Los modelos, métodos y criterios que se utilizan en estos análisis se establecen en el Standard Review Plan (NUREG-0800) y en las Guías Reguladoras 1.3, 1.4, 1.5, 1.77 y 1.25.

Desde 1962, el análisis de consecuencias radiológicas del accidente base de diseño de pérdida de refrigerante, se ha realizado utilizando el término fuente del TID-14844 "Calculation of distance factors for power and test reactor sites", aplicado en las Guías 1.4 y 1.3 y en el 10CFR100. Este documento es la primera publicación que se realizó para la determinación de las consecuencias radiológicas de los accidentes.

En 1995, la NRC publica el NUREG-1465 "Accident source term for light water nuclear power plants" (AST), en el que se estima un término fuente más realista que el recogido en el TID-14844, en particular en lo que se refiere a la forma física del

material radiactivo liberado desde el combustible y a la secuencia temporal de liberación a la contención. La NRC compiló todos los términos fuentes de los accidentes base de diseño en la guía RG-1.183 "Alternative radiological source term for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors" (metodología alternativa), de acuerdo con la metodología expuesta en el NUREG-1465. En la RG-1.183 se recogen las distintas aplicaciones del AST que la NRC considera aceptables, así como la metodología e hipótesis en las que deben basarse los análisis de consecuencias radiológicas que utilizan el AST.

A finales de 1999 la "Nuclear Regulatory Commission", NRC, publicó la nueva regulación 10CFR50.67 que permite utilizar en los análisis radiológicos de los Accidentes Base de Diseño, el nuevo Término Fuente, denominado Término Fuente Alternativo y donde se establecen los criterios de aceptación aplicables al utilizar esta metodología:

- Un individuo ubicado en cualquier punto del límite del área de exclusión durante cualquier período de 2 horas después del inicio de la liberación de los productos de fisión, no recibirá una dosis de radiación superior a 0,25 Sv de equivalente de dosis efectiva total (TEDE).
- Un individuo ubicado en cualquier punto del límite exterior de la zona de baja población, que esté expuesto a la nube radiactiva resultante de la liberación de los productos de fisión (durante todo el período de su paso), no recibirá una dosis de radiación superior a 0,25 Sv de TEDE.
- Se proporciona protección radiológica adecuada para permitir el acceso y la ocupación de la sala de control en condiciones de accidente sin que el personal reciba una dosis de radiación superior a 0,05 Sv de TEDE durante la duración del accidente.

En el año 2003 la NRC publicó la RG-1.195 "Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors" en la que se unifican en una sola las Guías Reguladoras 1.3, 1.4, 1.5, 1.77 y 1.25. y en la que el término fuente sigue siendo el del TID-14844.

#### 4.1. Diferencias entre las dos metodologías americanas (RG-1.195 y RG-1.183).

Las principales diferencias entre ambas metodologías se deben a las hipótesis relativas al término fuente, puesto que la RG-1.195 se basa en el término fuente del TID-14844 y la de la RG-1.183 se basa en el término fuente alternativo del NUREG 1465. Las principales diferencias son:

- Inventario de productos de fisión: existen diferencias entre el número de radionucleidos que se contemplan en cada una de las metodologías. Mientras que en la metodología de la RG-1.195 sólo se consideran gases nobles y yodos, en la metodología de la RG-1.183 se consideran, además: los metales alcalinos, teluros, estroncios, metales nobles, grupo del cerio y los lantánidos.



- Fracciones y fases de liberación: La metodología del nuevo término fuente alternativo, desarrollada en la RG-1.183, a diferencia de la RG-1.195 en la que la liberación es instantánea, considera que la tasa de liberación para accidentes LOCA es constante durante las siguientes etapas del accidente:
  - Fase I: daño a las vainas (emisión del huelgo). En centrales tipo PWR esta fase comienza a los 30 s del accidente y tiene una duración de 0,5 h y en las centrales BWR comienza a los 2 min y tiene la misma duración.
  - Fase II: daño al núcleo (emisión temprana de los productos de fisión contenidos en el combustible). En centrales tipo PWR esta fase comienza a las 0,5 h del accidente y tiene una duración de 1,3 h. En las centrales BWR comienza a las 0,5 h del accidente, y la duración es de 1,5 h.

En esta metodología del término fuente alternativo (RG-1.183), se consideran las siguientes fracciones de emisión, para accidentes tipo LOCA en centrales BWR y PWR:

GRUPO	FASE I		FASE II		TOTAL	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	0,05	0,05	0,95	0,95	1,0	1,0
Halógenos	0,05	0,05	0,35	0,25	0,4	0,3
Metales alcalinos	0,05	0,05	0,25	0,20	0,3	0,3
Telurio	0,00	0,00	0,05	0,05	0,05	0,05
Bario y Estroncio	0,00	0,00	0,02	0,02	0,02	0,02
Metales Nobles	0,00	0,00	0,0025	0,0025	0,0025	0,0025
Grupo del Cerio	0,00	0,00	0,0005	0,0005	0,0005	0,0005
Lantánidos	0,00	0,00	0,0002	0,0002	0,0002	0,0002

- Formas químicas del yodo: En la metodología descrita en la RG-1.195, se supone que los yodos liberados desde el sistema de refrigeración a la contención están en la siguiente forma química: 5% en forma de partículas, 91% en yodo elemental y 4% en yodo orgánico. Sin embargo, en la RG-1.183 se supone que el 95% de los yodos son partículas (CsI), el 4,85% está forma de yodo elemental y el 0,15% en forma de yodo orgánico.

Otra diferencia importante entre ambas metodologías se refiere al cálculo de dosis y en los criterios de aceptación aplicables, aunque en ambas las vías de exposición que se consideran son la exposición externa a la nube y la inhalación:

- En la metodología de la RG-1.195 se realiza el cálculo de la dosis a tiroides y a cuerpo entero para el individuo más expuesto de cada una de las zonas de dosis: zona de exclusión (durante las dos primeras horas, ya que son las dos horas con una mayor emisión) y zona de baja población (en los 30 días que se supone que dura el accidente).

Como ya se ha comentado, los criterios de aceptación aplicables en ambas zonas (en la zona de exclusión durante las dos primeras horas y en la zona de baja densidad de población durante todo el accidente) son 250 mSv al cuerpo entero y 3000 mSv al tiroides, y en sala de control 50 mSv a todo el cuerpo, 500 mSv a la glándula tiroides y 500 mSv en la piel durante la duración del accidente.

- En la metodología de la RG-1.183 se realiza el cálculo en base al equivalente de dosis efectiva total (TEDE), en la zona de baja población, al igual que en la anterior, en los 30 días; pero en la zona de exclusión se calcula durante las dos peores horas desde el inicio del accidente. En la metodología de la RG-1.183, al producirse un retardo en la emisión y una liberación en fases, no tienen por qué coincidir las dos primeras horas con las peores, como sí ocurre en la RG-1.195, donde la liberación es instantánea.

TEDE es la suma del equivalente de dosis efectiva comprometida por inhalación y el equivalente de dosis efectiva por exposición externa.

Como ya se ha comentado, los criterios de aceptación aplicables en ambas zonas (en la zona de exclusión durante las dos peores horas y en la zona de baja densidad de población durante todo el accidente) son 250 mSv de equivalente de dosis efectiva total, y en sala de control 50 mSv durante la duración del accidente.

Hay que señalar que desde que se publicó la IS-37 en España, a pesar de que el análisis de consecuencias radiológicas se basa en estas dos metodologías, los criterios de aceptación de dosis vienen en términos de dosis efectiva, tal y como se establece en la IS-37 y cuyos valores son los que se han indicado en el apartado 3.

En España la metodología de la RG-1.195 la siguen las centrales PWR de tecnología americana y por tanto son base de licencia de las CN de Almaraz, CN Ascó y CN Vandellós 2. La RG-1.183 es base de licencia para la CN de Cofrentes (BWR) que también es de tecnología americana.

## 5. METODOLOGÍA ALEMANA

La CN de Trillo es de tecnología alemana, por lo que en su análisis de consecuencias radiológicas de accidentes se realiza siguiendo la metodología alemana, utilizando las hipótesis y modelos presentados en el BMI 3.33.

El cálculo de las dosis se basa en la metodología SSK 186 alemana, aunque en lugar de considerar los 6 grupos que en ella se establecen, en CN Trillo se han considerado los grupos de edad analizados en operación normal en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE): infantes (de 1 a 2 años), niños (de 7 a 12 años) y adultos (a partir de 17 años).

En este cálculo se consideran todas las vías potenciales de exposición a las que puede estar sometido un individuo a causa del accidente: exposición a la nube, a los depósitos del suelo, a la ingestión de alimentos contaminados, etc.

Se lleva a cabo el cálculo de dosis a las distancias de 500 m, correspondiente al límite de la zona bajo control del explotador, y a 3000 m, que corresponde con la zona IA establecida en el plan de emergencia exterior de la provincia de Guadalajara (PENGUA). En esta zona se considera restricción en la ingesta de alimentos tras las primeras 24 horas del inicio del accidente y el cálculo de la dosis máxima, de acuerdo a lo que indica la guía SSK 186. Los límites de dosis aplicables al análisis de consecuencias radiológicas de CN Trillo están basados en los establecidos en la reglamentación alemana de protección radiológica (§49 StrlSchV) y son:

- Límite de dosis efectiva 50 mSv
- Límite de dosis a la piel 500 mSv
- Límite de dosis al tiroides 150 mSv

Hay que señalar que en la reglamentación alemana de protección radiológica (§49 StrlSchV) recoge límites para más órganos que los indicados, pero por coherencia con el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes (Real Decreto 1029/2022), los límites de dosis en accidente para la central de Trillo están referidos a los mismos órganos que los límites de dosis en operación normal.

Como se puede observar, hay una diferencia muy grande entre los criterios de límites de dosis de la metodología americana y alemana. Esto es debido a que en la metodología americana se utilizan unas hipótesis mucho más conservadoras que en la metodología alemana, sobre todo, en lo referente al término fuente. Así, por ejemplo, en el LOCA de la metodología americana se considera que se libera el 100% de gases nobles y el 50% de los yodos presentes en el núcleo del reactor, mientras que en la metodología alemana se considera que sólo se libera el inventario de radionucleidos presentes en el huelgo de las varillas de combustible que fallan a

consecuencia del accidente, que se suponen que son sólo el 10% de todas las varillas del núcleo.

## 6. DESCRIPCIÓN DE ACCIDENTES

A continuación, se presenta la metodología e hipótesis utilizadas para la evaluación de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño más representativos de las centrales de agua a presión de tecnología americana.

La elección se ha basado en que las centrales PWR de tecnología americana son las más numerosas en España (Almaraz, Ascó, Vandellós II). Estas centrales utilizan la metodología recogida en la RG-1.195.

Los accidentes analizados son:

- Accidente de pérdida de refrigerante
- Accidente de manejo de combustible
- Accidente de rotura de tubos del generador de vapor
- Accidente de rotura de una tubería de vapor principal

Opcionalmente, si el opositor quiere ampliar conocimientos, en el Anexo I se incluyen las hipótesis de los siguientes accidentes incluidos en el capítulo 15 del EFS:

- Accidente de agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigeración
- Rotura del alojamiento de un mecanismo de accionamiento de barras de control (expulsión de un conjunto de barras de control)

### 6.1. Accidente de pérdida de refrigerante (LOCA)

En este accidente se supone una rotura en guillotina de una tubería de la barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor que da lugar a la pérdida de refrigerante del reactor con un caudal superior a la capacidad de las bombas de carga. Tras la rotura postulada, se produciría la consiguiente descarga de refrigerante primario, y el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo limitaría la temperatura de las vainas muy por debajo del punto de fisión y aseguraría que el núcleo del reactor permanece intacto y con una geometría que admite la refrigeración, minimizando el escape de productos de fisión a la contención. Sin embargo, con respecto a las consecuencias radiológicas, se asume una gran liberación de actividad desde el núcleo con objeto de evaluar los sistemas de mitigación diseñados para mitigar la emisión de productos radiactivos al exterior, la contención y el emplazamiento propuesto de la instalación.

En el cálculo de la dosis se debe tener en cuenta la contribución de las siguientes vías de liberación:

- Fugas del recinto de contención.

- Fugas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del sistema de aspersión del recinto de contención después del accidente de pérdida de refrigerante.
- Escape a través del sistema de purga de contención, si se encuentra abierta en el momento de producirse el accidente.

A continuación, se indican las principales hipótesis consideradas para cada una de las vías de liberación anteriores.

#### Fugas del Recinto de Contención

De acuerdo a la RG-1.195 se supone que de forma instantánea se liberan a la atmósfera del recinto de contención el 100% de los gases nobles (Xe, Kr) y el 50% de los yodos, contenidos en el núcleo del reactor al final del ciclo de operación a plena potencia. Se supone además que, de la actividad de radioyodos disponibles para escapar, el 91% está en forma elemental, el 4% en forma orgánica y el 5% en forma de partículas.

Una vez que los productos de fisión gaseosos se encuentran en la atmósfera de la contención se van a ver sometidos a varios mecanismos de eliminación que actúan simultáneamente y reducen su actividad. Los mecanismos de eliminación incluyen la desintegración radiactiva, las fugas de contención, y en el caso de los yodos la deposición en las paredes, la aspersión de la contención (zona rociada) y la actuación de los sistemas de filtración actuando en modo recirculación en caso de que el diseño de la instalación incorporara estos sistemas.

Las hipótesis relativas a la eliminación del yodo como consecuencia del rociado de la contención se recogen en el apartado 6.5.2 del Standard Review Plan. En este apartado se indica que el rociado de la contención es efectivo para la eliminación del yodo elemental hasta el momento en que su concentración en toda la contención como consecuencia de la acción conjunta del rociado y de la deposición en paredes se reduzca en un factor 100. A partir de ese momento se supone que no hay extracción por el rociado y que solo actúa el mecanismo de deposición en paredes hasta que la actividad se reduzca en un factor de 200 respecto a la actividad inicial. Esta deposición después del rociado tiene lugar a una tasa del 5% del valor inicial. En lo que respecta al yodo en partículas se supone que el rociado no es tan efectivo como para el yodo elemental y en el caso del yodo orgánico, esa efectividad es nula.

Las fugas al exterior a través de la contención se producen desde las regiones rociadas y no rociadas proporcionalmente a los volúmenes respectivos. En las 24 primeras horas a continuación del accidente se supone el máximo caudal de fugas permitido en las especificaciones técnicas. Esta tasa de fugas se reduce al 50% durante el resto del accidente (30 días).

#### Fugas del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

Se supone que los sistemas que recirculan agua del sumidero fuera de la contención primaria tienen fugas durante su funcionamiento previsto. Esta fuente de liberación incluye fugas a través de prensaestopas de válvulas, juntas de ejes de bombas, conexiones embridadas y otros componentes similares.

Los siguientes supuestos son aceptables para evaluar las consecuencias de las fugas de los componentes de estos sistemas fuera de la contención primaria de acuerdo a la RG-1.195.

Se supone que el 50% del inventario de yodo del núcleo, basado en el nivel de potencia máxima del reactor del reactor, se mezcla instantánea y homogéneamente en el agua del sumidero de contención.

El caudal de fugas considerado corresponde con el doble de la suma de las fugas simultáneas de todos los componentes de los sistemas de recirculación recogidos en las especificaciones técnicas. El factor multiplicador de dos se utiliza para tener en cuenta el aumento de las fugas en estos sistemas durante la duración del accidente y posibles aumentos entre vigilancias o controles. Debe suponerse que la fuga comienza en el momento más temprano en que se produce el flujo de recirculación en estos sistemas y termina en el momento más tardío en que finalizan las emisiones de estos sistemas.

Si la temperatura de la fuga supera los 100°C y la presión es superior a 1 atm., la fracción de yodo total en el líquido que se transporta por el aire debe suponerse igual a la fracción de la fuga que se convierte en vapor. Esta fracción debe determinarse utilizando un proceso de entalpía constante. Cuando la temperatura del agua es inferior a 100°C, se considera que el 10% del yodo se volatiliza.

Se supone que el yodo radiactivo que puede liberarse al medio ambiente es un 97% elemental y un 3% orgánico. La reducción de la actividad liberada por dilución o retención dentro de los edificios, o por los sistemas de filtración de la ventilación del edificio, puede ser considerada en un análisis caso a caso.

#### Escape del Sistema de Purga de la Contención

En el caso de que el sistema de purga de la contención esté funcionando en operación normal, al producirse un accidente de pérdida de refrigerante habría un escape de la atmósfera del recinto de contención hasta que se cierran las válvulas de aislamiento de dicho sistema.

La contribución a la dosis en caso de accidente de pérdida de refrigerante debido al tiempo que tardaría en aislarse el sistema de purga del recinto de contención, tiene que tener en cuenta el tiempo de aislamiento total del sistema desde el instante inicial del accidente.

Puesto que la descarga ocurre para un intervalo muy corto de tiempo se supone que no se producen daños adicionales al núcleo en ese periodo, por lo que se considera únicamente el inventario presente en el refrigerante primario.

Se supone que el 100% del inventario del refrigerante primario, con una concentración de yodo igual al límite de especificaciones técnicas (1  $\mu\text{Ci/gr}$  de dosis equivalente de I-131), es liberado a la atmósfera de contención. La masa total de aire descargada desde la contención hasta el aislamiento del sistema se analiza caso a caso.

### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior a través de las fugas de la contención, las fugas fuera de contención del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del sistema de aspersión del recinto de contención en la fase de recirculación, y del sistema de purga de contención hasta su aislamiento, y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que una persona situada en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, no puede recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv.

En caso de que las dosis obtenidas superen este valor se deben modificar alguno de los parámetros utilizados en el cálculo: aumentar las distancias al límite del área de exclusión y de la zona de baja densidad de población; disminuir la tasa de fugas de contención o el nivel de potencia; aumentar la eficacia del sistema de lavado del recinto de contención, canalizar parte de las fugas de contención a través de un sistema de filtración; modificar el tipo de combustible o el tiempo entre recargas, etc.

En la estimación de las dosis que pudieran recibir los operadores de la sala de control se tiene en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.

En caso de que se supere el límite de dosis efectiva recogido en la IS-37 (50 mSv) para accidentes de categoría IV se deberán modificar algunos de los parámetros descritos anteriormente o el diseño de la sala de control.

Una vez comprobado que el diseño de la central garantiza el cumplimiento de los criterios de aceptación, se deben verificar en las pruebas las hipótesis realizadas

(tasas de fugas de contención, infiltraciones en sala de control, eficiencia de filtros, etc.) e incorporar a las especificaciones técnicas las condiciones operativas que garanticen su validez a lo largo de la vida de la instalación.

## 6.2. Accidente de manejo de combustible

El accidente de manejo de combustible consiste en el fallo del mecanismo elevador que da lugar a la caída del elemento combustible con mayor grado de quemado, con el consiguiente daño a ese elemento u otros adyacentes. Se postula que el accidente ocurre transcurrido el mínimo tiempo tras la parada del reactor en el que el manejo de combustible puede comenzar según las especificaciones técnicas. El accidente puede producirse dentro del edificio de combustible (piscina de almacenamiento de combustible gastado o en el canal de transferencia) o en el interior de la contención (cavidad de recarga).

El número de barras de combustible dañadas durante el accidente debe basarse en un análisis conservador que tenga en cuenta el caso más limitante. Este análisis debe considerar parámetros como el peso del elemento combustible (más las pinzas de manipulación que se hayan colocado), la altura de la caída, el lugar sobre el que cae y los esfuerzos de compresión, torsión y cizallamiento de las barras de combustible irradiadas. En el caso de las centrales PWR se suele considerar que el accidente origina la rotura del 100% de las barras del elemento combustible que cae.

Como consecuencia de la caída, la actividad contenida en el huelgo de las varillas dañadas se libera instantáneamente a la piscina, consistente en el 10% del Kr-85 y el 5% de los demás gases nobles y yodos existentes en el elemento combustible, a excepción del I-131 en el que se supone que se libera el 8%. Los yodos del huelgo se distribuyen entre un 99,75% de yodo inorgánico y un 0,25% de yodo orgánico.

Si la profundidad del agua por encima del combustible dañado es de 23 pies o superior, el factor de descontaminación (FD) para las especies elementales y orgánicas del yodo son 400 y 1, respectivamente, lo que da un factor de descontaminación total de 200 (es decir, el 99,5% del yodo total liberado de las barras dañadas es retenido por el agua). Si la profundidad del agua no es de al menos 23 pies, el FD deberá determinarse caso por caso. Para los gases nobles se toma como 1 el factor de descontaminación (no se retienen en el agua).

Para accidentes en el edificio de combustible, el material radiactivo que escapa de la piscina a la atmósfera del edificio de combustible es descargado al exterior en un periodo de 2 horas. Se puede dar crédito a los sistemas de filtración, si cumplen la RG 1.52 y la Generic Letter 99-02. En cuanto a la mezcla y dilución en el edificio, para dar crédito a ello, se debe realizar un análisis caso a caso.



Para accidentes en el edificio de la contención, el análisis depende del modo de operación de la planta:

- Si la contención está aislada durante las operaciones de recarga no es necesario realizar un análisis de las consecuencias radiológicas de este accidente.
- Si la contención está abierta durante las operaciones de manipulación del combustible, pero está diseñada para aislarse automáticamente si ocurre este tipo de accidente, la duración de la emisión deberá basarse en el tiempo transcurrido entre la detección de la radiación y la finalización del aislamiento completo de la contención. Si el aislamiento de la contención ocurre antes del comienzo de la emisión al exterior, no será necesario realizar el análisis de consecuencias.
- Si la contención está abierta durante las operaciones de manipulación del combustible (por ejemplo, la esclusa del personal o la escotilla del equipo están abiertas), el material radiactivo que escapa de la piscina de la cavidad del reactor a la contención se libera al medio ambiente en un período de tiempo de 2 horas.

Se podrá tener en cuenta una reducción de la cantidad de material radiactivo liberado de la contención debido a la actuación de los sistemas de emergencia siempre que estos sistemas cumplan las orientaciones de la Guía Reglamentaria 1.52 y la Carta Genérica 99-02, aunque se debe considerar el tiempo en que estos sistemas empiezan a actuar desde el comienzo del accidente.

La dilución o mezcla de la actividad liberada de la cavidad del reactor por convección natural o forzada en el interior de la contención puede tenerse en cuenta caso por caso. Dicho crédito generalmente se limita al 50% del volumen libre de la contención.

#### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior en el caso de que el accidente ocurra en el edificio de combustible o en el edificio de contención, y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que una persona situada en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, no puede recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv. Adicionalmente, la IS-37 establece que en función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite, por lo que para el accidente de manejo de combustible este límite se reduce a 63 mSv, aplicando la fracción recogida en la RG-1.195.

En caso de que las dosis obtenidas superen 63 mSv se deben modificar alguno de los parámetros utilizados en el cálculo: aumentar el tiempo hasta el movimiento de combustible, disminuir el tiempo entre recargas, aumentar la altura de agua sobre el elemento combustible, tiempos de aislamiento, sistemas de filtración, etc.

En la estimación de las dosis que pudieran recibir los operadores de la sala de control se tiene en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control en relación al edificio de contención y edificio de combustible, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.

En caso de que se supere el límite de dosis efectiva recogido en la IS-37 (50 mSv) para accidentes de categoría IV se deberán modificar algunos de los parámetros recogidos anteriormente o el diseño de la sala de control.

### 6.3. Accidente de rotura de tubos del generador de vapor

Este accidente consiste en la rotura completa de un tubo de un generador de vapor (GV) coincidente con una pérdida de potencia eléctrica exterior.

El accidente ocurre a potencia, con el refrigerante del reactor contaminado de productos de fisión correspondientes a la operación continua con una cantidad limitada de barras de combustible defectuosas. El accidente da lugar a un incremento de la contaminación del secundario debido a la fuga del refrigerante a través del tubo roto. La bajada de presión en el primario da lugar a baja presión en el presionador y señal de disparo del reactor, seguido de disparo de turbina.

La pérdida de potencia exterior producirá el cierre de las válvulas de descarga al condensador, como consecuencia se incrementará la presión en los GV's lo que da lugar a la apertura de las válvulas de alivio y seguridad de los GV's. El circuito primario es enfriado de este modo hasta las condiciones de funcionamiento del sistema de extracción del calor residual (RHR).

De acuerdo a la RG-1.195 las hipótesis utilizadas para determinar las actividades liberadas en el accidente son:

1. Si no se postula ningún daño del combustible (ni roturas de vainas ni fusión del combustible), la actividad liberada debe ser la actividad máxima del refrigerante permitida por las especificaciones técnicas. En este caso deben suponerse dos casos de pico de yodo.
  - Se ha producido un transitorio del reactor antes de la rotura postulada del tubo del generador de vapor y ha elevado la concentración de yodo del

refrigerante primario al valor máximo (normalmente 60  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131) permitido por las especificaciones técnicas en funcionamiento a plena potencia (es decir, un caso de pico de yodo previo al accidente).

- El transitorio del sistema primario asociado al accidente provoca un pico de yodo en el sistema primario. El aumento de la concentración de yodo en el refrigerante primario se estima utilizando un modelo de pico que supone que la tasa de liberación de yodo al refrigerante primario (expresado en Curios por unidad de tiempo) aumenta hasta un valor 335 veces mayor que la tasa de liberación correspondiente a la concentración de yodo en el valor de equilibrio (típicamente 1,0  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131) especificado en las especificaciones técnicas (caso de pico de yodo coincidente). Si se postula un daño del combustible no es necesario considerar pico de yodo coincidente.
2. La actividad liberada del combustible, si la hubiera, se libera instantánea y homogéneamente a través del refrigerante primario. La liberación del combustible roto se basa en la estimación del número de barras de combustible rotas y en la fracción de actividad en el huelgo (8% I-131, 10% Kr-85 y 10% para el resto de gases nobles y radioyodos).
  3. La concentración de actividad en el refrigerante secundario antes del accidente es la máxima permitida por las especificaciones técnicas (0,1  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131).
  4. El caudal de fuga primario a secundario corresponde al valor límite recogido en las especificaciones técnicas (normalmente 1 gpm). La fuga se repartirá entre los generadores de vapor afectados y no afectados de modo que se maximice la dosis calculada.
  5. La fuga de primario a secundario continúa hasta que la presión del sistema primario es menor que la presión del sistema secundario, o hasta que la temperatura de la fuga es inferior a 100°C. La liberación de radiactividad de los generadores de vapor no afectados continuará hasta que entre en funcionamiento el sistema de extracción del calor residual (RHR) a las 8 horas del inicio del accidente. La liberación de radiactividad del generador de vapor afectado continuará hasta que se produzca su aislamiento o hasta la entrada del RHR, lo que ocurra primero.
  6. Los gases nobles liberados del sistema primario se liberan al medio ambiente sin reducción ni mitigación.
  7. Una fracción del refrigerante primario que pasa al secundario del generador de vapor dañado se evapora y atomiza instantáneamente, en función de las condiciones termodinámicas del reactor y del refrigerante secundario

(generalmente el 10%). Todos los radioyodos existentes en esta fracción pasan al vapor del secundario.

8. El refrigerante primario que pasa al secundario de los generadores de vapor no afectados se diluye con el agua existente en los generadores de vapor. La radiactividad existente en el agua del generador de vapor pasa al vapor con un factor de partición de 100 para los radioyodos. El factor de partición se define como la proporción de masa de yodo existente por unidad de masa de líquido frente a la masa de yodo por unidad de masa de vapor.

#### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente, así como la dosis a los operadores de sala de control.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que una persona situada en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, no puede recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv. Adicionalmente, la IS-37 establece que en función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite. Así para el accidente de rotura de tubos del GV, para el caso del pico de yodo previo se mantiene el límite de 250 mSv, mientras que para el caso del pico de yodo coincidente se reduce a 25 mSv, aplicando la fracción recogida en la RG 1.195.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que la dosis a los operadores de sala de control sea inferior a 50 mSv. En el cálculo de la dosis a los operadores de sala de control se tendrán en cuenta en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.

#### 6.4. Accidente de rotura de una tubería de vapor principal en PWR

El accidente implica la rotura total de una línea de vapor fuera del edificio de contención coincidente con una pérdida de potencia eléctrica exterior.

El agua contenida en el generador de vapor afectado se vaporiza completamente y el vapor se descarga directamente al exterior. La eliminación de energía del sistema de refrigeración del reactor provoca una disminución de temperatura y presión del

refrigerante dando lugar a señal de disparo del reactor y aislamiento del generador de vapor (GV) afectado.

El calor de desintegración del núcleo se elimina descargando vapor al exterior a través de las válvulas de alivio y seguridad de los GV's no afectados. La descarga de vapor continúa hasta que la presión y temperatura del refrigerante del reactor disminuye lo suficiente para que pueda actuar el sistema de extracción del calor residual (RHR).

De acuerdo a la RG-1.195 las hipótesis utilizadas para determinar las actividades liberadas en el accidente son:

1. Si no se postula ningún daño del combustible (ni roturas de vainas ni fusión del combustible), la actividad liberada debe ser la actividad máxima del refrigerante permitida por las especificaciones técnicas. En este caso deben suponerse dos casos de pico de yodo.
  - Se ha producido un transitorio del reactor antes de la rotura postulada de la línea de vapor principal que ha elevado la concentración de yodo del refrigerante primario al valor máximo (normalmente 60  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131) permitido por las especificaciones técnicas en funcionamiento a plena potencia (es decir, un caso de pico de yodo previo al accidente).
  - El transitorio del sistema primario asociado al accidente provoca un pico de yodo en el sistema primario. El aumento de la concentración de yodo en el refrigerante primario se estima utilizando un modelo de pico que supone que la tasa de liberación de yodo al refrigerante primario (expresado en Curios por unidad de tiempo) aumenta hasta un valor 500 veces mayor que la tasa de liberación correspondiente a la concentración de yodo en el valor de equilibrio (típicamente 1,0  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131) especificado en las especificaciones técnicas (caso de pico de yodo concurrente). Un pico de yodo concurrente no necesita ser considerado si se postula un daño del combustible.
2. La actividad liberada del combustible, si la hubiera, se libera instantánea y homogéneamente a través del refrigerante primario. La liberación del combustible roto se basa en la estimación del número de barras de combustible rotas y en la fracción de actividad en el huelgo (8% I-131, 10% Kr-85 y 5% otros gases nobles y radioyodos).
3. La concentración de actividad en el refrigerante secundario antes del accidente es la máxima permitida por las especificaciones técnicas (normalmente 0,1  $\mu\text{Ci/gr}$  dosis equivalente de I-131).

4. La actividad existente en el secundario del generador de vapor dañado se libera al exterior en su totalidad en los primeros segundos del accidente.
5. El caudal de fuga primario a secundario corresponde al valor límite recogido en las especificaciones técnicas (generalmente 1 gpm). La fuga se repartirá entre el generador de vapor dañado y los no afectados de modo que se maximice la dosis calculada.
6. La actividad contenida en el refrigerante primario que fuga al lado secundario del generador de vapor dañado se libera instantáneamente a la atmósfera.
7. La fuga de primario a secundario continúa hasta que la presión del sistema primario es menor que la presión del sistema secundario, o hasta que la temperatura de la fuga es inferior a 100°C. La liberación de radiactividad continuará hasta que entre en funcionamiento el sistema de extracción del calor residual (RHR) a las 8 horas del inicio del accidente.
8. Los gases nobles liberados del sistema primario se liberan al medio ambiente sin reducción ni mitigación.
9. La fracción del refrigerante primario que pasa al secundario de los generadores de vapor no afectados se diluye con el agua existente en los generadores de vapor. La radiactividad existente en el agua del generador de vapor pasa al vapor con un factor de partición de 100 para los radioyodos. El factor de partición se define como la proporción de masa de yodo existente por unidad de masa de líquido frente a la masa de yodo por unidad de masa de vapor.

#### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente, así como la dosis a los operadores de sala de control.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que una persona situada en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, no puede recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv. Adicionalmente, la IS-37 establece que en función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite. Así, para el accidente de rotura de una tubería de vapor principal la línea, para el caso del pico de yodo previo se mantiene el límite de 250 mSv, mientras que para el caso del pico de yodo coincidente se reduce a 25 mSv, aplicando la fracción recogida en la RG 1.195.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que la dosis a los operadores de sala de control sea inferior a 50 mSv. En el cálculo de la dosis a los operadores de sala de control se tendrán en cuenta en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.

## 7. BIBLIOGRAFÍA

- IS-37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares (2015).
- RG-1.183 "Alternative radiological source term for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors"
- RG-1.195 "Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors"
- RG-1.145 "Atmospheric dispersion models for potential accident consequence assessments at nuclear power plants".
- RG-1.194 "Atmospheric relative concentrations for control room radiological habitability assessments at nuclear power plants".
- RG-1.52 "Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants".
- NUREG-0800 "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports For Nuclear Power Plants LWR Edition". USNRC (1981).
- Guía Reguladora 1.70 "Standard Format and Content of Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants".
- 10CFR100.11 "Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance".
- 10CFR50.67 "Accident source term".
- Regulatory Guide 1.3, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors".
- Regulatory Guide 1.4, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors".
- Regulatory Guide 1.5, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Steam Line Break Accident for Boiling Water Reactors".
- Regulatory Guide 1.25, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Fuel Handling Accident in the Fuel Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors".

- Regulatory Guide 1.77, "Assumptions Used for Evaluating a Control Rod Ejection Accident for Pressurized Water Reactors".
- Real Decreto 1029/2022, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- Guía SSK 186 "Fundamentos para el cálculo de accidentes de acuerdo al § 49 de la Reglamentación alemana de protección radiológica StrISch V".



## ANEXO I

### Agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigeración en PWR

El accidente postulado es el agarrotamiento instantáneo o la rotura del rotor de una bomba de refrigeración del reactor. El caudal por el lazo de refrigerante afectado se reduce rápidamente, originando la iniciación de un disparo del reactor por una señal de bajo caudal, seguido de un disparo de turbina y una pérdida de alimentación exterior a las bombas.

Durante el transitorio, las barras de combustible pueden experimentar fallos en las vainas liberando su actividad en el huelgo al refrigerante primario. Esta actividad será transportada al lado secundario del generador de vapor por medio de las fugas del primario al secundario. Durante el transitorio se supone que el condensador no está disponible debido a una pérdida simultánea de energía eléctrica exterior.

El incremento de presión en los GV's da lugar a la apertura de las válvulas de alivio y seguridad de los GV's. El circuito primario es enfriado de este modo, hasta las condiciones de funcionamiento del sistema de extracción del calor residual (RHR).

De acuerdo a la RG-1.195 las hipótesis utilizadas para determinar las actividades liberadas en el accidente son:

1. Si no se postula ningún daño del combustible para el suceso limitante, no se requiere un análisis radiológico, ya que las consecuencias de este suceso están limitadas por las consecuencias previstas para la rotura de la tubería principal de vapor fuera de la contención.
2. La actividad liberada del combustible se libera instantánea y homogéneamente a través del refrigerante primario.
3. El caudal de fuga primario a secundario corresponde al valor límite recogido en las especificaciones técnicas. La fuga se repartirá entre los generadores de vapor de modo que se maximice la dosis calculada.
4. La fuga de primario a secundario continúa hasta que la presión del sistema primario es menor que la presión del sistema secundario, o hasta que la temperatura de la fuga es inferior a 100°C. La liberación de radiactividad continuará hasta que entre en funcionamiento el sistema de extracción del calor residual (RHR) a las 8 horas del inicio del accidente.
5. Los gases nobles liberados del sistema primario se liberan al medio ambiente sin reducción ni mitigación.
6. La fracción del refrigerante primario que pasa al secundario de los generadores de vapor no afectados se diluye con el agua existente en los generadores de vapor. La radiactividad existente en el agua del generador de vapor pasa al vapor

con un factor de partición de 100 para los radioyodos. El factor de partición se define como la proporción de masa de yodo existente por unidad de masa de líquido frente a la masa de yodo por unidad de masa de vapor.

#### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente, así como la dosis a los operadores de sala de control.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que una persona situada en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, no puede recibir una dosis efectiva superior a 250 mSv. Adicionalmente, la IS-37 establece que en función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite. Para el accidente de agarrotamiento de la bomba del refrigerante del reactor el límite de dosis se reduce a 25 mSv, aplicando la fracción recogida en la RG 1.195.

Según se requiere en la IS-37 para los sucesos de Categoría IV se debe cumplir que la dosis a los operadores de sala de control sea inferior a 50 mSv. En el cálculo de la dosis a los operadores de sala de control se tendrán en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.

#### Rotura del alojamiento de un mecanismo de accionamiento de barras de control (expulsión de un conjunto de barras de control)

El accidente postulado consiste en el fallo mecánico de la envoltura de presión del mecanismo de barras de control, dando como resultado la expulsión de un conjunto de haces de barras de control y eje de accionamiento. La consecuencia de este fallo mecánico es una inserción rápida de reactividad, juntamente con una distribución adversa de potencia en el núcleo, lo cual da lugar posiblemente a un daño localizado en las barras combustibles. El fallo en el alojamiento se supone simultáneo a la pérdida de alimentación exterior.

Debido a la rápida inserción de reactividad se produce el disparo del reactor por alto flujo neutrónico del intervalo de potencia.

Como consecuencia de los daños que sufre el combustible, se libera al refrigerante primario toda la actividad contenida en los huelgos de las barras de combustible cuyas vainas resultan dañadas y una fracción de la actividad existente en el combustible que se funde.

En el análisis se supone que la planta está funcionando a niveles límite de la concentración de actividad en los sistemas primario y secundario dados por las especificaciones técnicas, antes del accidente postulado de expulsión de barras, como resultado de defectos de combustible coincidentes y de fugas de los tubos del generador de vapor.

De acuerdo a la Guía Reguladora 1.195 se consideran dos caminos de emisión de actividad al exterior:

- Fugas de contención: Por la rotura de la tapa de la vasija del reactor se libera refrigerante primario a la contención, y de ahí a la atmósfera, a través de las fugas de la contención.
- Liberación de vapor del secundario al exterior: Debido a la pérdida de alimentación exterior que se supone simultánea al accidente, la presión en el lado secundario aumenta hasta el punto de tarado de las válvulas de alivio y seguridad de los generadores de vapor, haciendo que éstas se abran. El vapor está contaminado debido a las fugas operacionales de refrigerante primario a través de los tubos de los generadores de vapor.

Cada uno de estos caminos son independientes y se evalúan separadamente como si fuera el único camino de liberación de actividad en el accidente, de manera que cada uno de ellos debe cumplir el límite de dosis establecido.

#### Fugas de contención

1. Al producirse el accidente se libera instantáneamente y homogéneamente a la contención parte de la actividad existente en el combustible. La actividad liberada se determina a partir de la actividad en el combustible
  - El 100% de los gases nobles y el 25% de los radioyodos contenidos en los elementos combustibles que se funden.
  - La actividad contenida en el huelgo de los elementos combustibles que se rompen, pero no se funden. La actividad contenida en el huelgo está basada en que el 10% del inventario del núcleo está en el huelgo de los elementos combustibles.
2. Se supone que los radioyodos liberados a la contención están en el 91% en forma elemental, el 4% en forma orgánica y el 5% en forma de partículas.

3. Una vez que los productos de fisión gaseosos se encuentran en la atmósfera de la contención se van a ver sometidos a varios mecanismos de eliminación que actúan simultáneamente y reducen su actividad. Los mecanismos de eliminación incluyen la desintegración radiactiva, las fugas de contención, y en el caso de los yodos la deposición en las paredes, la aspersión de la contención (zona rociada) y la actuación de los sistemas de filtración actuando en modo recirculación en caso de que el diseño de la instalación incorporara estos sistemas.
4. Las fugas al exterior a través de la contención se producen desde las regiones rociadas y no rociadas proporcionalmente a los volúmenes respectivos. En las 24 primeras horas a continuación del accidente se supone el máximo caudal de fugas permitido en las especificaciones técnicas. Esta tasa de fugas se reduce al 50% durante el resto del periodo del accidente (30 días).

#### Liberación de vapor del secundario al exterior

1. La concentración de actividad en el refrigerante primario antes del accidente es la máxima permitida por las especificaciones técnicas (1  $\mu\text{Ci}/\text{gr}$  de dosis equivalente en I-131).
2. Al producirse el accidente se libera instantáneamente al refrigerante primario parte de la actividad existente en el combustible. La actividad liberada se determina a partir de la actividad en el combustible
  - El 100% de los gases nobles y el 50% de los radioyodos contenidos en los elementos combustibles que se funden.
  - La actividad contenida en el huelgo de los elementos combustibles que se rompen, pero no se funden. La actividad contenida en el huelgo está basada en que el 10% del inventario del núcleo está en el huelgo de los elementos combustibles.
3. La concentración de actividad en el refrigerante secundario es la máxima permitida por las especificaciones técnicas (0,1  $\mu\text{Ci}/\text{gr}$  de dosis equivalente en I-131).
4. El caudal de fuga primario a secundario corresponde al valor límite recogido en las especificaciones técnicas. La fuga se repartirá entre los generadores de vapor de modo que se maximice la dosis calculada.
5. El refrigerante primario que pasa al secundario de los generadores de vapor se diluye con el agua existente en los generadores de vapor. La radiactividad existente en el agua del generador de vapor pasa al vapor con un factor de partición de 100 para los radioyodos. El factor de partición se define como la proporción de masa de yodo existente por unidad de masa de líquido frente a la masa de yodo por unidad de masa de vapor.

6. Los gases nobles liberados del sistema primario se liberan al medio ambiente sin reducción ni mitigación.
7. La liberación de actividad a través del secundario finaliza en el momento en que se igualan las presiones entre el primario y el secundario.

#### Análisis cumplimiento IS-37

A partir de la actividad liberada al exterior y considerando unas condiciones meteorológicas conservadoras (coeficientes de difusión atmosférica calculados con la RG-1.145) se determinan las dosis en el límite del área de exclusión en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población en los 30 días posteriores al accidente, así como la dosis a los operadores de sala de control.

Para que las consecuencias radiológicas sean aceptables se debe cumplir que la dosis efectiva en las dos primeras horas del accidente, y en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva sea inferior a 63 mSv, ya que teniendo en cuenta la frecuencia del accidente de expulsión de un conjunto de barras de control se establece un 25% del valor recogido en la IS-37, de acuerdo a lo recogido en la RG 1.195.

La dosis efectiva a los operadores de la sala de control debe ser inferior a 50 mSv. En el cálculo de la dosis a los operadores de sala de control se tendrán en cuenta en cuenta la ubicación y el número de tomas del sistema de filtración y aire acondicionado de la sala de control, el caudal de infiltraciones, los caudales y eficiencias de los sistemas de filtración de aire exterior y de recirculación, los factores de permanencia, etc.