

Guía de Seguridad 1.4 (Rev. 1)

**Control y vigilancia radiológica de efluentes
radiactivos líquidos y gaseosos emitidos
por centrales nucleares**

CSN

Colección Guías de Seguridad del CSN

1 Reactores de Potencia y
Centrales Nucleares

2 Reactores de Investigación
y Conjuntos Subcríticos

3 Instalaciones del Ciclo del
Combustible

4 Vigilancia Radiológica
Ambiental

5 Instalaciones y Aparatos
Radiactivos

6 Transporte de Materiales
Radiactivos

7 Protección Radiológica

8 Protección Física

9 Gestión de Residuos

10 Varios

11 Radiación Natural

Guía de Seguridad 1.4 (Rev. 1)

Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares

Madrid, 24 de noviembre de 2021

Colección: Guías de Seguridad
Referencia: GSG-01.04 (Rev. 1)

© Copyright Consejo de Seguridad Nuclear, 2022

Publicado y distribuido por:
Consejo de Seguridad Nuclear
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11. 28040 - Madrid
<http://www.csn.es>
peticiones@csn.es

Imprime: Cofás, S. A.
C/ Juan de la Cierva, 58 (Pol. Ind. Prado de Regordoño)
28936 Móstoles (Madrid)

Depósito legal: M-6.698-2022



Impreso en papel reciclado

Índice

Preámbulo	5
1. Introducción	9
1.1. Objeto	9
1.2. Ámbito de aplicación	9
2. Definiciones	9
3. Objetivos del programa de control de efluentes radiactivos	12
4. Programa de control de efluentes radiactivos	13
4.1. Principios generales	13
4.2. Vigilancia y control de efluentes radiactivos	14
4.2.1. Efluentes gaseosos	15
4.2.1.1. Emisión en tandas (Descargas de tanques de almacenamiento de gases y purgas de la contención)	16
4.2.1.2. Emisión continua	16
4.2.1.3. Sensibilidad	18
4.2.2. Efluentes líquidos	19
4.2.2.1. Emisión en tandas	19
4.2.2.2. Emisión continua	20
4.2.2.3. Sensibilidad	20
4.3. Técnicas de medida y toma de muestras	20
4.3.1. Recomendaciones generales	20
4.3.2. Técnicas de toma de muestras	22
4.3.2.1. Tipos de muestreo	22
4.3.2.2. Métodos empleados	23
4.3.3. Técnicas de medida	23
4.3.4. Programa de garantía de calidad	24
4.3.5. Presentación de resultados	25
4.4. Registros e informes de los resultados	25
4.4.1. Registros	25
4.4.2. Información	25
Referencias	26
Anexo 1. Registro de los datos de emisión de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos	28

Preámbulo

El Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes establece las condiciones y los límites de emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente procedentes de las instalaciones nucleares o radiactivas, al mismo tiempo que asigna la competencia de vigilar el cumplimiento de todo lo dispuesto en el citado Reglamento al Consejo de Seguridad Nuclear, sin perjuicio de las competencias específicas del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, del de Sanidad y de otros.

En el caso de las centrales nucleares, el cumplimiento de dichas condiciones y límites de emisión se garantiza mediante las Especificaciones Técnicas Radiológicas (ETR).

De acuerdo con la práctica adoptada en España, las ETR relacionadas con la seguridad forman parte de las ETF si bien, con la implantación de las ETF mejoradas, se están trasladando al Manual de Requisitos de Operación. En cuanto a las ETR no relacionadas con la seguridad, están requeridas de forma genérica en la sección Normas administrativas de las ETF y se desarrollan de modo específico en el documento Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE), donde constituyen el Programa de Control de Efluentes Radiactivos y el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental. Estos programas contienen, respectivamente, los límites y condiciones aplicables a los efluentes y a la vigilancia ambiental (Controles) con su aplicabilidad y las acciones que se tienen que adoptar en caso de incumplimiento de los controles, así como los requisitos de vigilancia que permiten verificar el cumplimiento de los controles, y las bases que los sustentan.

El Consejo de Seguridad Nuclear publicó en diciembre de 1988 la revisión 0 de esta guía con objeto de actualizar la Guía GSN/11/79 “Vigilancia Radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares de potencia”, publicada en 1979 por la Junta de Energía Nuclear para orientar a los explotadores de este tipo de instalaciones sobre los criterios a seguir en la ejecución de los

programas de vigilancia de emisiones de efluentes radiactivos al medio ambiente, así como sobre todo lo referente a la recopilación de datos y a su notificación.

Desde entonces, se han efectuado revisiones de documentos normativos importantes como el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* y el *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

Adicionalmente, el Consejo de la Unión Europea ha aprobado la Directiva 2013/59/EURATOM, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, se derogan las Directivas 89/618/EURATOM, 90/641/EURATOM, 96/29/EURATOM, 97/43/EURATOM y 2003/122/EURATOM, y se fija el 6 de febrero de 2018 como fecha límite para la transposición a la normativa de los Estados miembros.

Esta directiva, en su Capítulo VIII, Artículo 67, establece que “Los Estados miembros exigirán a toda empresa responsable de una central nuclear o de una planta de reprocesado que controle los vertidos radiactivos y les informe de conformidad con la información normalizada”. El concepto información normalizada hace referencia a la Recomendación 2004/2/EURATOM de la Comisión Europea, de 18 de diciembre de 2003, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal.

Por otra parte, en enero de 2018 entró en vigor una revisión de los MCDE de las centrales nucleares, como consecuencia de un proceso de homogeneización de los mismos. Esta revisión de los MCDE supuso un cambio en el Programa de Control de los Efluentes Radiactivos de las centrales nucleares, cuya implantación es requerida en las ETF y que se desarrolla en el MCDE.

Todo ello ha hecho aconsejable una revisión en profundidad de este documento para adaptarlo a las circunstancias actuales.

En el proceso de revisión, asimismo, se ha tenido en cuenta la información recogida en la revisión 2 de la USNRC-Regulatory Guide 1.21 “Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste”, de junio de 2009, así como en la propuesta de revisión 3 de dicha Guía (Draft Regulatory Guide DG-1377), de enero de 2021, en los aspectos aplicables a la emisión de efluentes radiactivos a través de las vías de vertido.

1. Introducción

1.1. Objeto

El propósito de esta Guía es establecer una serie de recomendaciones para el diseño y ejecución de los programas de vigilancia y control de las descargas de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de las centrales nucleares al medio ambiente a través de las vías de vertido.

Para ello, se fijan los objetivos de proyecto y los criterios de operación para los sistemas de vigilancia y control, que se ajustan a lo establecido en las Especificaciones Técnicas (ET) y en el Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE).

1.2. Ámbito de aplicación

Esta Guía será aplicable a las centrales nucleares, tanto en operación, como en fase de parada y desmantelamiento, y sirve para preparar la información y datos a remitir al CSN, de modo que permita una eficaz vigilancia y el control de la operación de la central, tanto en condiciones normales como en sucesos operacionales previstos.

Esta Guía no incluye el diseño y la ejecución de programas de vigilancia ambiental, aspectos que se tratan en la Guía GS-04.01 de esta misma colección.

2. Definiciones

Las definiciones de los términos y conceptos contenidos en la presente guía se corresponden con los contenidos en la siguiente documentación:

- Real Decreto 783/2001 de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (RPSRI).
- NUREG-1301, Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for pressurized water reactors.
- NUREG-1302, Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for boiling water reactors.

- Recomendación 2004/2/EURATOM, Recomendación de la Comisión, de 18 de diciembre de 2003, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal.

Además, serán de aplicación las siguientes definiciones:

Actividad total: actividad global debida a un mismo tipo de radiación, por ejemplo, actividad alfa total.

Alivio o igualación de presión del recinto de contención: descarga de aire o gases que tiene por objeto mantener la presión del recinto de contención en el rango de operación normal de la planta, de tal forma que no se requiere aire o gas sustitutivo para purificarlo.

Descarga continua: vertido controlado de un volumen no discreto de efluentes radiactivos líquidos o gaseosos, al existir aportes al vertido durante la descarga.

Descarga radiactiva: vertido controlado al medio ambiente de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.

Descarga en tandas: vertido controlado de un volumen discreto de efluentes radiactivos líquidos o gaseosos, al no existir aportes al vertido durante la descarga.

Efluente radiactivo: material radiactivo líquido o gaseoso que es emitido por la central.

Descarga anormal: vertido incontrolado o no planificado de un efluente radiactivo líquido al área no restringida o de un efluente radiactivo gaseoso a puntos situados en o más allá del límite del emplazamiento.

Límite de detección: es el valor verdadero más bajo del mesurando detectable (con una determinada probabilidad de error) por el método de medición.

Miembros del público: son aquellas personas de la población, consideradas individualmente, que no son profesionalmente expuestas. Esta categoría no incluye a los empleados del explotador, contratistas o suministradores. Tampoco incluye a aquellos visitantes, cuya autorización de entrada al emplazamiento está controlada por el explotador, tales como personal de mantenimiento de equipos diversos, proveedores u otros.

Muestra compuesta: es aquella en la que la cantidad y concentración de material radiactivo en el efluente líquido o gaseoso muestreado es proporcional a la cantidad en el efluente líquido o gaseoso descargado y en la que el método de muestreo empleado es proporcional al caudal de los efluentes vertidos o al volumen de cada tanda descargada.

Muestra representativa: es aquella muestra que refleja fielmente las características a analizar del efluente de donde ha sido separada.

Nucleidos clave: indicadores adecuados de la sensibilidad de medición seleccionados para cada categoría de radionucleidos.

Restricción operacional de dosis: es un valor de dosis que si se supera durante la operación de la instalación implica la toma de decisiones y acciones específicas. Este valor es inferior al límite legal de dosis al público y al valor máximo establecido por la Administración, de acuerdo con el artículo 6, título II del RPSRI, en el proceso de optimización de los efluentes radiactivos en una central nuclear.

Sensibilidad de un aparato o instrumento: característica de un instrumento de medida que indica la mínima variación que puede ser discriminada del parámetro a medir.

Sensibilidad de una técnica de medida: característica de la técnica que indica la mínima variación del parámetro a medir que puede ser discriminada.

Umbral de Decisión: valor fijo de la cantidad de decisión (variable aleatoria para decidir tanto si el efecto físico a medir se da o no) por el que se decide, cuando se ve excedido por el resultado de una medición real de un mesurando que cuantifica un efecto físico, que dicho efecto sí se da.

Vía de vertido: cualquier punto desde el cual se emite material radiactivo al medio ambiente. Se clasifica como significativa (contribuye en más de un 1 por ciento a la actividad descargada del tipo particular de efluente); no significativa (no tiene consideración de vía significativa; o potencial (puede emitirse material radiactivo en sucesos operacionales excepcionales, aunque esperables).

Volumen de dilución: volumen de fluido añadido al volumen principal de efluentes, antes de su emisión al medio receptor exterior.

3. Objetivos del programa de control de efluentes radiactivos

Los objetivos básicos del Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER) de una central nuclear son:

- 1) Asegurar que la instrumentación de vigilancia y control de los efluentes tiene la capacidad funcional necesaria para medir y analizar las descargas de material radiactivo.
- 2) Asegurar que los sistemas de tratamiento de los efluentes se utilizan para reducir las descargas de material radiactivo de modo que la actividad de los radionucleidos presentes en las mismas y las dosis susceptibles de ser recibidas por la población a la que potencialmente pudieran afectar sean las más bajas razonablemente posibles, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (Principio ALARA).
- 3) Establecer límites instantáneos para la tasa de emisión de material radiactivo cuya superación active sistemas de alarma e impida el vertido si se dispone de interrupción automática de la descarga, y restaurar la tasa de emisión dentro de los valores indicados en el Control.
- 4) Limitar la dosis efectiva y equivalente a la piel para los miembros del público, debida a los materiales radiactivos líquidos liberados al área no restringida y a los materiales radiactivos gaseosos liberados en puntos situados en o más allá del límite del emplazamiento.
- 5) Medir, evaluar e informar sobre las cantidades de radiactividad en los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- 6) Evaluar las dosis a los miembros del público.

Los resultados de la aplicación del PROCER permiten:

- a) Verificar que los vertidos se planifican de acuerdo con el principio ALARA.
- b) Verificar el cumplimiento de los límites autorizados, de las ET y del MCDE.
- c) Evaluar el comportamiento operacional de la central, especialmente de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos.
- d) Estimar las dosis al público derivadas de la emisión de efluentes.

- e) Disponer de información rápida y precisa sobre la identidad y actividad de radionucleidos contenidos en los efluentes emitidos.
- f) Activar sistemas de alarma y respuesta, para impedir el vertido, cuando se superan los límites establecidos.

4. Programa de control de efluentes radiactivos

4.1. Principios Generales

- a) Para el cumplimiento de los objetivos anteriormente mencionados, la instalación deberá:
 - Disponer de sistemas de tratamiento, vigilancia y control, adecuadamente diseñados, en función de los efluentes que presumiblemente producirá a lo largo de su vida útil.
 - Cuando se aborden modificaciones de diseño de estos sistemas, se tendrán en cuenta las mejores técnicas disponibles y la experiencia adquirida durante la explotación.
- b) El programa debe ser capaz de asegurar una vigilancia permanente de los vertidos, midiendo e identificando las características del efluente que, en el caso de emisión en tandas, debe efectuarse previamente a su descarga. Asimismo, debe garantizar la detección e identificación sin demora no justificada de las descargas anormales a través de las vías de vertido.
- c) El programa de vigilancia debe establecer como mínimo:
 1. Situación de los puntos de vigilancia.
 2. Frecuencia y duración de medidas y de toma de muestras.
 3. Procedimientos de detección y medida.
- c.1) Situación de los puntos de vigilancia:

Toda vía de vertido de efluentes radiactivos, durante la operación normal y los transitorios operacionales, debe ser puesta bajo vigilancia rutinaria.

Los puntos de vigilancia deben situarse de forma que los valores de los parámetros obtenidos en ellos sean representativos de los efluentes emitidos. La localización de tales puntos debe basarse en un análisis del diagrama de flujo de los efluentes y determinarse, teniendo en cuenta la accesibilidad y posibilidad de muestreo.

En las descargas que tengan contribuciones de dos o más fuentes, se analizará la conveniencia o necesidad de vigilar los aportes individuales para cuantificar los isótopos con mayor significación radiológica.

Los puntos de vigilancia deberán situarse de forma que las emisiones anormales se detecten e identifiquen rápidamente, permitiendo la actuación de los dispositivos interceptores.

c.2) Frecuencia y duración de las medidas y tomas de muestras:

La frecuencia y duración de las medidas y tomas de muestras vendrán determinadas, entre otros aspectos, por la variación de la tasa de emisión, la probabilidad de descargas anormales y la importancia radiológica del efluente emitido.

c.3) Procedimientos de detección y medida:

Los procedimientos de detección y medida deberán ser capaces de proporcionar los datos necesarios para determinar el impacto radiológico de todos los vertidos de la instalación. En todo caso, deben ser suficientes para garantizar la verificación de los límites autorizados.

d) La medida de las actividades totales, no se considera aceptable como prueba del cumplimiento de los límites autorizados, excepto en el caso de la actividad alfa total.

e) El titular, cuando proceda, complementará la vigilancia y control que se describe a continuación, con medidas adicionales, a causa de características especiales de la planta.

4.2. Vigilancia y control de efluentes radiactivos

Se deben establecer programas de muestreo y análisis que permitan identificar y cuantificar la actividad presente en los efluentes radiactivos vertidos al medio ambiente a través de cada una de las vías de emisión. Durante las fases de parada y desmantelamiento, el programa de muestreo y análisis se adaptará para tener en cuenta la ausencia de aquellos radionucleidos que están ligados a la explotación de la instalación y la aparición de aquellos asociados a las tareas de desmantelamiento.

La vigilancia de los efluentes debe ser suficiente para determinar y registrar en cada una de las vías de emisión: la actividad total que se libera, la tasa de actividad vertida, el caudal de vertido, la concentración de actividad, y la composición isotópica de los efluentes.

Mientras se realice la emisión de los efluentes radiactivos, el sistema de instrumentación de vigilancia y control estará funcionando y conectado a un sistema de alarma que permitirá la interrupción de la descarga, siempre que exista la opción de interrupción automática de la misma, al superarse los límites instantáneos fijados en el MCDE y disminuir la tasa de vertido por debajo de dichos límites.

Las dosis a los individuos del público debidas a la descarga de efluentes radiactivos se deben estimar mensualmente y se acumularán a las de los 11 meses inmediatamente anteriores para verificar el cumplimiento de los límites autorizados. Así mismo, se estimará la dosis prevista para el mes siguiente y su acumulación a la dosis de los 11 meses inmediatamente anteriores. Estas dosis se estimarán aplicando la metodología y parámetros establecidos en la Guía de Seguridad GS-07.09 “Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares”.

Se requerirá la operabilidad y uso de los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos para minimizar el impacto radiológico de los vertidos.

4.2.1. Efluentes Gaseosos

La composición isotópica y actividad de los radionucleidos en los efluentes gaseosos deben ser determinadas y registradas en cada vía de vertido según lo que se indica en los apartados 4.2.1.1 y 4.2.1.2.

Se determinarán como mínimo los siguientes emisores gamma:

- En gases nobles: Ar-41, Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Xe-131m, Xe-133, Xe-133m, Xe-135, Xe-135m, Xe-137 y Xe-138.
- En partículas: Cr-51, Mn-54, Co-58, Fe-59, Co-60, Zn-65, Nb-95, Zr-95, Ag-110m, Sb-122, Sb-124, Sb-125, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-141 y Ce-144.
- En yodos: I-131, I-132, I-133 y I-135.

Esta lista no significa que solamente se tengan que considerar estos radionucleidos. Si se identifican otros picos gamma junto con los de los mencionados isótopos, serán analizados y registrados.

Asimismo, será necesario medir y registrar los parámetros necesarios para determinar las condiciones de dispersión y deposición atmosférica, que permitan estimar la concentración de actividad debida a los vertidos en las distintas vías de exposición (aire, agua, suelo, alimentos de consumo humano y animal) a las que se ven expuestos los individuos del público.

4.2.1.1. Emisión en tandas (Descargas de tanques de almacenamiento de gases y purgas de la contención)

En la emisión en tandas de efluentes radiactivos gaseosos se deberá analizar:

- a) Una muestra representativa de cada tanque, previa a su vertido, para medir la actividad de los principales radionucleidos emisores gamma (gases nobles).
- b) Una muestra representativa de cada purga de contención, previa a su descarga, para medir la actividad de los principales radionucleidos emisores gamma (gases nobles), la actividad de las partículas, yodos, tritio y carbono-14.

4.2.1.2. Emisión continua

En la emisión continua de efluentes radiactivos gaseosos se deberá analizar:

- a) Una muestra puntual representativa, al menos mensualmente, para determinar la actividad de los emisores gamma (gases nobles). No obstante, esta frecuencia podrá verse modificada en función de las circunstancias operativas de la planta.

En todas las vías de vertido que pudieran verse afectadas por la parada, arranque o un cambio de potencia térmica superior al 15% de la potencia térmica nominal en el período de 1 hora, el muestreo y análisis de gases nobles también se llevará a cabo después de cada parada, arranque o cambio de potencia térmica que exceda del 15% de la potencia térmica nominal en una hora.

- b) Una muestra puntual representativa, al menos quincenalmente, para determinar la actividad de tritio (orgánico e inorgánico) y carbono-14 (orgánico e inorgánico).

Las muestras puntuales y sus análisis podrán ser sustituidas por muestras continuas y análisis mensuales cuando los sistemas de muestreo lo permitan.

El muestreo y análisis de tritio y carbono-14 también se llevará a cabo después de cada parada, arranque o cambio de potencia térmica que exceda del 15% de la potencia térmica nominal en una hora en todas las vías que puedan verse afectadas.

Adicionalmente, en las centrales PWR el tritio se muestreará y analizará al menos una vez cada 24 horas cuando la cavidad de recarga se encuentre inundada.

c) Una muestra continua representativa debe ser retirada al menos semanalmente y analizada en el plazo de 48 horas para determinar la actividad de partículas y yodos.

En todas las vías de vertido de efluentes gaseosos que pudieran verse afectadas por la parada, arranque o cambio de potencia térmica superior al 15% de la potencia térmica nominal en el periodo de 1 hora, el muestreo también se llevará a cabo por lo menos una vez cada 24 horas al menos durante 7 días después de cada parada, arranque o cambio de potencia térmica superior al 15% de la potencia térmica nominal en el periodo de 1 hora, y los análisis se completarán en el plazo de 48 horas. Este requisito no se aplica si:

1. El análisis muestra que la Dosis Equivalente en I-131 en el refrigerante del reactor no se ha incrementado en más de un factor 3 (la muestra de referencia a considerar es la última tomada antes del cambio de potencia, parada, mientras que en el arranque será la correspondiente a la situación de planta previa a la parada); y
2. El monitor de gases nobles muestra que la actividad del efluente no se ha incrementado en más de un factor 3 (el valor de referencia a considerar es el último valor previo a la condición).

d) Una muestra compuesta por partes proporcionales al caudal del efluente o proporcional a los volúmenes vertidos cada semana, al menos mensualmente, para medir la actividad alfa total.

e) Una muestra compuesta por partes proporcionales al caudal del efluente o proporcional a los volúmenes vertidos cada semana, al menos trimestralmente, para medir la actividad de Sr-89 y Sr-90.

En las igualaciones de presión del recinto de Contención se deberá analizar:

- a) Al menos una muestra representativa para medir la actividad mensual de los emisores gamma (gases nobles).
- b) Al menos una muestra puntual representativa, para determinar la actividad mensual de tritio (orgánico e inorgánico) y carbono-14 (orgánico e inorgánico).

4.2.1.3. Sensibilidad

En aquellas situaciones en que los valores medidos sean inferiores a los límites de detección, para los nucleidos clave, los límites de detección alcanzados no deben exceder:

- $1\text{E}+04$ Bq/m³ para Kr-85 (gases nobles)
- $1\text{E}+03$ Bq/m³ para tritio
- $1\text{E}+01$ Bq/m³ para carbono-14
- $3\text{E}-02$ Bq/m³ para Cs-137 (partículas)
- $2\text{E}-02$ Bq/m³ para I-131 (yodos) y Sr-90
- $1\text{E}-02$ Bq/m³ para Co-60 (partículas) y alfa total

Cuando se analizan muestras recogidas en un período igual o inferior a 24 horas, los correspondientes LD requeridos se pueden incrementar por un factor de 10.

La determinación de los Límites de Detección (LD) y de los Umbrales de Decisión (UD), así como la expresión de los resultados, deben ajustarse a la norma ISO/IS-11929:2010.

En los casos en que los resultados de la medición de actividad sean inferiores al umbral de decisión, dichos resultados deben substituirse, por prudencia, por la mitad del umbral de decisión. No obstante, si los resultados de mediciones repetidas en el período de referencia son siempre inferiores al umbral de decisión, es razonable asumir que el valor verdadero es cero, es decir, que el radionucleido no está presente en el vertido.

El periodo de referencia de la información sobre los vertidos radiactivos será el año anterior al considerado, y lo transcurrido del año en curso.

4.2.2. Efluentes Líquidos

La composición isotópica y actividad de los radionucleidos en los efluentes líquidos deben ser determinadas y registradas en cada vía de vertido según lo que se indica a en los apartados 4.2.2.1 y 4.2.2.2.

Se determinarán como mínimo los siguientes emisores gamma: Cr-51, Mn-54, Co-58, Fe-59, Co-60, Zn-65, Nb-95, Zr-95, Ru-103, Ru-106, Ag-110m, Sb-122, Te-123m, Sb-124, Sb-125, I-131, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-141, Ce-144. Esta lista no significa que solamente se tengan que considerar estos radionucleidos. Si se identifican otros picos gamma junto con los de los mencionados isótopos, serán analizados y registrados.

Asimismo, debe registrarse el volumen de agua utilizada para diluir el efluente y la concentración resultante en el punto de descarga. Si el efluente se emite a una corriente de agua también deben registrarse los datos de la misma, especialmente el caudal medio durante la descarga.

4.2.2.1. Emisión en tandas

En la emisión en tandas de efluentes radiactivos líquidos se deberá analizar:

- a) Una muestra representativa de cada tanda, previa a su vertido, para medir la actividad de los principales radionucleidos emisores gamma.
- b) Una muestra compuesta por partes proporcionales de cada tanda emitida, al menos mensualmente, para medir la actividad de tritio y la actividad alfa total.
- c) Una muestra representativa de una tanda, como mínimo mensualmente, para medir la actividad de los gases nobles disueltos o arrastrados.
- d) Una muestra compuesta por partes proporcionales de cada tanda emitida, al menos trimestralmente, para medir la actividad de Sr-89 y Sr-90.
- e) Una muestra compuesta por partes proporcionales de cada tanda emitida, al menos anualmente, para medir la actividad de Fe-55 y Ni-63. Las actividades de Fe-55 y Ni-63 se calculan a partir de la actividad medida de Co-60 aplicando unos factores de correlación obtenidos de la medida de Co-60, Fe-55 y Ni-63 en una muestra compuesta del periodo anual anterior.

4.2.2.2. Emisión continua

En la emisión continua de efluentes radiactivos líquidos, además de una vigilancia continua, se deberá analizar una muestra compuesta representativa de la descarga, como mínimo semanalmente, para identificar y cuantificar los radionucleidos emisores gamma.

Para otros radionucleidos específicos, debe seguirse lo fijado en el apartado 4.2.2.1.

4.2.2.3. Sensibilidad

En aquellas situaciones en que los valores medidos sean inferiores a los límites de detección para los nucleidos clave, los límites de detección alcanzados no deben exceder:

- $1\text{E}+04$ Bq/m³ para Co-60 y Cs-137 (radionucleidos emisores gamma)
- $1\text{E}+05$ Bq/m³ para tritio
- $1\text{E}+03$ Bq/m³ para alfa total y Sr-90
- $3,7\text{E}+05$ Bq/m³ para Xe-135 (gases disueltos)

La determinación de los LD y de los UD, así como la expresión de los resultados, deben ajustarse a la norma ISO/IS-11929:2010.

En los casos en que los resultados de la medición de actividad sean inferiores al umbral de decisión, dichos resultados deben substituirse, por prudencia, por la mitad del umbral de decisión. No obstante, si los resultados de mediciones repetidas en el período de referencia son siempre inferiores al umbral de decisión, es razonable asumir que el valor verdadero es cero, es decir, que el radionucleido no está presente en el vertido.

El periodo de referencia de la información sobre los vertidos radiactivos será el año anterior al considerado, y el tiempo transcurrido del año en curso.

4.3. Técnicas de medida y toma de muestras

4.3.1. Recomendaciones generales

Los niveles mínimos exigidos en las medidas son, generalmente, tan bajos que es necesario desarrollar métodos y técnicas en cada caso. Sin embargo, se pueden establecer las siguientes recomendaciones generales:

- a) Las técnicas de toma de muestras deben ser tales que las muestras obtenidas sean representativas.
- b) Deben recogerse muestras representativas para obtener una muestra compuesta que se analice periódicamente para obtener valores medios del efluente descargado. El período de colección de la muestra compuesta debe tener en cuenta la deposición de partículas, volatilidad y transformación nuclear.
- c) Los procedimientos de medida deben tener la suficiente fiabilidad, precisión y capacidad de comparación de resultados. El rango de medida debe fijarse teniendo en cuenta las emisiones previstas y las anormales.
- d) En el análisis de radionucleidos de periodo de semidesintegración corto ($T_{1/2} \leq 8$ días), las medidas se deberán realizar sin demora no justificada después de la toma de muestra a fin de minimizar la pérdida por decaimiento radiactivo. Por otra parte, cuando se necesite mejorar la detección de radionucleidos de periodo de semidesintegración largo ($T_{1/2} > 8$ días), se deberá esperar un tiempo para que puedan decaer los radionucleidos de periodo corto que pudieran interferir.
- e) Los métodos de preparación de muestras y almacenamiento de las mismas deben minimizar las pérdidas potenciales de material radiactivo por deposición en las paredes del recipiente o por volatilización. Se debe minimizar el tiempo de almacenamiento de la muestra compuesta para evitar la deposición en el recipiente de almacenamiento o, en su defecto, se deberá estabilizar la muestra. Las muestras compuestas de efluentes líquidos deben mezclarse completamente para que sean representativas del material descargado.
- f) Debe fijarse un procedimiento de manejo, empaquetado y almacenamiento de las muestras para prevenir pérdidas de materiales radiactivos o el deterioro de las mismas. Por ejemplo, los filtros de papel se deben almacenar cuidadosamente para prevenir la pérdida de materiales radiactivos.
- g) Deben realizarse correcciones por desintegración, suponiendo que el efluente está siendo emitido uniformemente durante todo el período de muestreo. En el caso de muestras compuestas, debe tenerse en cuenta el tiempo de espera y la cantidad de cada porción del total de la muestra.

4.3.2. Técnicas de toma de muestras

Las muestras deben ser representativas del efluente en la corriente principal, tanque de recolección o contenedor. Para ello los efluentes deben estar bien mezclados en los puntos de muestreo mediante la utilización de equipos y procedimientos de muestreo adecuados.

Las muestras compuestas deben ser representativas de las cantidades y concentraciones medias de los materiales radiactivos descargados en los efluentes líquidos y gaseosos. Las muestras compuestas se deben recoger de forma proporcional al caudal del efluente o al volumen de cada tanda de descargas de efluentes.

4.3.2.1. Tipos de muestreo

- a) Para las emisiones en tandas es necesaria la toma de muestras previas a la descarga.
- b) Para las emisiones en continuo es necesaria una toma de muestras continua cuando se prevea que puede haber variación en las concentraciones de los radionucleidos o en la tasa de emisión. Asimismo, se realizará un muestreo continuo cuando sea alta la probabilidad o las consecuencias de emisiones anormales.

El muestreo en continuo de efluentes líquidos y gaseosos requiere la medida de la tasa de flujo del muestreo y/o el volumen de las muestras.

El muestreo periódico será aceptable cuando se estime que las concentraciones de los radionucleidos emitidos son constantes y bien conocidas. La frecuencia de la toma de muestras debe ser reconsiderada periódicamente, de acuerdo con los datos obtenidos.

- c) Debe realizarse un muestreo adicional siempre que lo exijan las condiciones de operación o sucesos no previstos.
- d) Se deben evaluar las técnicas de muestreo y almacenamiento que puedan sesgar los resultados cuantitativos de las medidas y aplicarse las correcciones necesarias. Estos sesgos incluyen la medida incorrecta del volumen de una muestra debido a la caída de presión en las líneas largas de muestreo y la pérdida por deposición de yodos o partículas en las líneas de muestreo.

4.3.2.2. Métodos empleados

a) Gases

- La frecuencia, duración y volumen de la muestra será un compromiso entre los valores que garanticen la seguridad de la muestra y aquellos que sean técnica y económicamente alcanzables.
- El volumen de la muestra vendrá determinado por la sensibilidad y precisión del método, debiendo garantizarse el cumplimiento de los límites de detección requeridos.
- La muestra debe ser extraída del efluente en un punto donde se encuentre bien mezclado y la deposición de partículas sea mínima.
- Las recomendaciones y métodos contenidos en la norma ANSI-N 13.1-1999 son considerados aceptables.

b) Líquidos

- El líquido del tanque de desechos debe ser homogeneizado previamente para distribuir las partículas en suspensión y asegurar que la muestra recogida sea representativa.
- Los puntos de muestreo deberán estar situados donde las turbulencias sean mínimas.
- Las boquillas de muestreo deberán estar insertadas en el líquido para asegurar el muestreo del volumen total de tuberías y tanques.
- Las líneas de muestreo deben lavarse durante un período de tiempo suficiente antes de la extracción de la muestra para eliminar sedimentos, depósitos y bolsas de aire y gas.
- Se considera recomendable una frecuencia de muestreo proporcional a la variación del caudal del efluente. Si el caudal es razonablemente constante, puede ser suficiente un muestreo periódico.

4.3.3. Técnicas de medida

- ##### a)
- La instrumentación de vigilancia y control de efluentes debe tener capacidad de realizar medidas *in situ* y suministrar información inmediata de las características del efluente que se va a verter.

La instrumentación de medida *in situ* debe estar equipada con sistemas de alarma y/o respuesta que actúen cuando se supere el nivel fijado en el MCDE y debe ser capaz de seguir la evolución de cualquier emisión anormal.

El sistema de respuesta debe tener capacidad de suspender la descarga cuando sea necesario.

b) Debe fijarse, asimismo, un programa de pruebas para verificar la instrumentación de medida *in situ*.

c) El sistema de medidas *in situ* debe complementarse con la toma de muestras y análisis de laboratorio que suministren una información más completa sobre el efluente vertido.

4.3.4. Programa de garantía de calidad

a) Debe aplicarse un control de calidad a los procedimientos de medida y toma de muestras para asegurar que las muestras recogidas son representativas y los datos obtenidos en su análisis posterior son válidos. En el caso de las muestras compuestas, el muestreo se debe efectuar con instrumentos y equipos debidamente calibrados.

b) Debe aplicarse un control de calidad al procedimiento de manejo, empaquetado y almacenamiento de muestras para impedir que sufran modificaciones antes de su análisis.

c) Deben realizarse pruebas de control de calidad al procedimiento analítico, mediante análisis de muestras ciegas, partición de muestras y comprobaciones cruzadas con un laboratorio independiente.

d) Las calibraciones de los equipos de medida en laboratorio y de los monitores de vigilancia continua deben realizarse periódicamente usando patrones de referencia certificados.

e) Deben realizarse, así mismo, chequeos cualitativos para demostrar el correcto funcionamiento de los monitores de vigilancia continua, por observación del equipo durante su funcionamiento o cuando el sensor del canal se expone a una fuente de radiactividad.

f) Debe verificarse la operabilidad de los equipos de medida en laboratorio diariamente o, al menos, antes de su utilización y determinarse a intervalos regulares las variaciones del fondo para demostrar que los equipos funcionan adecuadamente.

g) Se debe estimar la incertidumbre estadística de conteo asociada a los análisis de radiactividad.

4.3.5. Presentación de resultados

La presentación de los resultados se ajustará a los criterios establecidos para posibilitar su carga en la base de datos ELGA, debiendo indicarse para cada radionucleido:

- a) La actividad específica del análisis (Bq/m^3), la actividad específica asignada (Bq/m^3) y la actividad vertida (Bq).
- b) El LD y el UD obtenidos en el análisis.

4.4. Registros e informes de los resultados

4.4.1. Registros

- a) Los datos del sistema de vigilancia y control de efluentes deben ser registrados directamente con las magnitudes proporcionadas por los instrumentos utilizados. Otros valores calculados o derivados de éstos podrán sustituir a los valores medidos cuando ello esté justificado.
- b) Los datos a consignar en los vertidos serán, como mínimo, los aplicables de los que se indican en el Anexo-1.
- c) Las descargas anormales se registrarán como tandas o continuas, dependiendo de las circunstancias, y se especificará la causa de tal emisión.
- d) Las condiciones meteorológicas existentes en el emplazamiento durante la emisión de efluentes gaseosos deben ser registradas, así como la información del medio acuático receptor de los efluentes líquidos.

4.4.2. Información

Se remitirá periódicamente al CSN la información descrita en la Guía GS-01.07 de esta misma colección.

Asimismo, cada vez que se supere una Condición Limitativa de Operación de las ET o un Control del MCDE, se remitirá al CSN la información requerida por dichos documentos.

Por otra parte, cada vez que se modifique alguno de los procedimientos utilizados se informará al CSN.

Referencias

1. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI). Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.
2. Guía de Seguridad del CSN GS-01.07 «Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares».
3. Guía Reguladora de la NRC 1.21 «Measuring, evaluating, and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste».
4. Guía Reguladora de la NRC 1.111 «Methods for estimating atmospheric transport and dispersion of gaseous effluents in routine releases from light-water-cooled reactors».
5. Guía Reguladora de la NRC 1.113 «Estimating aquatic dispersion of effluents from accidental and routine reactor releases for the purpose of implementing appendix 1».
6. Guía Reguladora de la NRC 4.15 «Quality assurance for radiological monitoring programs (inception through normal operations to license termination) - effluent streams and the environment».
7. Guía Reguladora de la NRC 1.109 « Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluation compliance with 10 CFR part 50, appendix 1».
8. ANSI N42.18-2004 «Specification and performance of on-site instrumentation for continuously monitoring radioactivity in effluents». American National Standards Institute, January 2004.
9. ANSI/HPS N13.1-1999 «Sampling and monitoring releases of airborne radioactive substances from the stacks and ducts of nuclear facilities». American National Standards Institute, January 1999.
10. ISO 11929 «Determination of the characteristics limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation. Fundamentals and application». Marzo-2010.
11. NUREG-1301 «Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for pressurized water reactors».
12. NUREG-1302 «Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for boiling water reactors».
13. NUREG- 0133 «Preparation of radiological effluent technical specifications for nuclear power plants».
14. Generic Letter de la NRC 89-01 «Implementation of programmatic controls for radiological effluent technical specifications (RETS) in the administrative controls section

of the technical specifications and the relocation of procedural details of RETS to the offsite dose calculation manual or to the process control program».

15. Recomendación 2004/2/EURATOM «Recomendación de la Comisión, de 18 de diciembre de 2003, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal».20
16. Directiva 2013/59/EURATOM «Directiva del Consejo de la Unión Europea, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes».
17. Instrucciones Técnicas del CSN-IT-DSN-08-25 (AL0)/26 (AS0)/27 (COF)/28 (SMG)/29 (TRI)/30 (VA2).

Anexo 1. Registro de los datos de emisión de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos

1. Efluentes Radiactivos Líquidos

1.1. Emisión en tandas

Para cada una de las vías de descarga en tandas se registrará:

- Identificación de la vía de descarga.
- Identificación del tanque descargado.
- Número asignado al vertido.
- Fecha de inicio y fin de la tanda.
- Duración de la descarga de la tanda.
- Volumen vertido en la tanda.
- Volumen de agua de dilución.
- Identificación de cada análisis.
- Identificación y lectura del monitor de vigilancia de la vía de vertido.
- Factores de correlación de la actividad de Co-60 con la actividad de Fe-55 y Ni-63.
- Actividad total de la tanda.
- Desglose isotópico, indicándose para cada isótopo y para la actividad alfa total:
 - Actividad específica del análisis (Bq/m^3).
 - Límite de detección (Bq/m^3).
 - Umbral de decisión (Bq/m^3).

— Actividad específica asignada (Bq/m^3).

— Actividad vertida (Bq).

1.2. Emisión continua

Para cada una de las vías de descarga continua se registrará:

- Identificación de la vía de descarga.
- Fecha de inicio y fin de la emisión.
- Duración de la descarga continua.
- Volumen vertido.
- Volumen de agua de dilución.
- Identificación de cada análisis.
- Identificación y lectura del monitor de vigilancia de la vía de vertido.
- Factores de correlación de la actividad de Co-60 con la actividad de Fe-55 y Ni-63.
- Actividad total de la descarga.
- Desglose isotópico, indicándose para cada isótopo y para la actividad alfa total:
 - Actividad específica del análisis (Bq/m^3).
 - Límite de detección (Bq/m^3).
 - Umbral de decisión (Bq/m^3).
 - Actividad específica asignada (Bq/m^3).
 - Actividad vertida (Bq).

1.3. Emisión total de efluentes líquidos

Para el conjunto de los efluentes líquidos vertidos por todas las vías se registrará:

- Actividad mensual de cada uno de los grupos de radionucleidos (total salvo tritio y gases disueltos, gases disueltos, tritio, alfa total).
- Concentración de actividad media mensual en el canal de descarga.

1.4. Dosis debidas a los efluentes líquidos vertidos

Para cada uno de los grupos de edad considerados de los miembros del público –infantes (1-2 años), niños (7-12 años), adultos (>17 años)– se registrará:

- Dosis efectiva mensual.
- Dosis efectiva acumulada en doce meses consecutivos.
- Dosis equivalente a la piel mensual.
- Dosis equivalente a la piel acumulada en 12 meses consecutivos.

1.5. Tanques exteriores de almacenamiento de residuos radiactivos líquidos

Cuando se disponga de tanques exteriores que no estén provistos de cubetos de retención, se registrará:

- Actividad total salvo tritio y gases disueltos del líquido almacenado.
- Porcentaje del límite autorizado que está establecido en las Especificaciones Técnicas de la instalación.

2. Efluentes radiactivos gaseosos

2.1. Emisión en tandas

Para cada una de las vías de descarga en tandas se registrará:

- Identificación de la vía de descarga.

- Número asignado al vertido.
- Fecha de inicio y fin de la tanda.
- Duración de la descarga de la tanda.
- Volumen vertido en la tanda.
- Fecha de la toma de muestra y duración del muestreo de tritio y carbono-14.
- Identificación de cada análisis.
- Identificación y lectura (máxima, media y durante el muestreo) del monitor de vigilancia de la vía de vertido.
- Actividad total de la tanda.
- Desglose isotópico, indicándose para cada isótopo y para la actividad alfa total:
 - Actividad específica del análisis (Bq/m³).
 - Límite de detección (Bq/m³).
 - Umbral de decisión (Bq/m³).
 - Actividad específica asignada (Bq/m³).
 - Actividad vertida (Bq).

2.2. Emisión continua

Para cada una de las vías de descarga continua se registrará:

- Identificación de la vía de descarga.
- Fecha de inicio y fin de la emisión.
- Duración de la descarga continua.
- Volumen vertido.

- Fecha de la toma de muestra y duración del muestreo de tritio y carbono-14.
- Identificación de cada análisis.
- Identificación y lectura (máxima, media y durante el muestreo) del monitor de vigilancia de la vía de vertido.
- Actividad total de la descarga.
- Desglose isotópico, indicándose para cada isótopo y para la actividad alfa total:
 - Actividad específica del análisis (Bq/m³).
 - Límite de detección (Bq/m³).
 - Umbral de decisión (Bq/m³).
 - Actividad específica asignada (Bq/m³).
 - Actividad vertida (Bq).

2.3. Emisión total de efluentes gaseosos

Para el conjunto de los efluentes gaseosos vertidos por todas las vías se registrará:

- Actividad mensual de cada uno de los grupos de radionucleidos (gases nobles, halógenos, partículas, tritio, carbono-14, alfa total).
- Tasa máxima de actividad de gases nobles.

2.4. Dosis debidas a los efluentes gaseosos vertidos

Para cada uno de los grupos de edad considerados de los miembros del público –infantes (1-2 años), niños (7-12 años), adultos (>17 años)– se registrará:

- Dosis efectiva mensual.
- Dosis efectiva acumulada en doce meses consecutivos.
- Dosis equivalente a la piel mensual.
- Dosis equivalente a la piel acumulada en 12 meses consecutivos.

2.5. Tanques de almacenamiento de residuos radiactivos gaseosos

Cuando se disponga de tanques de retención de residuos radiactivos gaseosos, se registrará:

- Actividad total de gases nobles almacenada.
- Porcentaje del límite autorizado que está establecido en las Especificaciones Técnicas de la instalación.

Colección Guías de Seguridad

1. Reactores de potencia y centrales nucleares

1.1 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.

CSN, 1986 (16 págs.) Referencia: GSG-01.01.

1.2 Modelo dosimétrico en emergencia nuclear.

CSN, 1990 (24 págs.) Referencia: GSG-01.02.

1.3 Plan de Emergencia en centrales nucleares.

CSN, 1987 (Rev. 1, 2007), (32 págs.) Referencia: GSG-01.03.

1.4 Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares.

CSN, 1988 (Rev. 1, 2022), (42 págs.) Referencia: GSG-01.04.

1.5 Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.

CSN, 1990 (Rev. 1, 2004), (48 págs.) Referencia: GSG-01.05.

1.6 Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación.

CSN, 1990 (24 págs.) Referencia: GSG-01.06.

1.7 Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares.

CSN, 1997 (Rev. 2, 2003), (64 págs.) Referencia: GSG-01.07.

1.9 Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.

CSN, 1996 (Rev. 1, 2006), (20 págs.) Referencia: GSG-01.09.

1.10 Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares.

CSN, 1996 (Rev. 1, 2008), (24 págs.) Referencia: GSG-01.10.

1.11 Modificaciones de diseño en centrales nucleares.

CSN, 2002 (48 págs.) Referencia: GSG-01.11.

1.12 Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares.

CSN, 1999 (32 págs.) Referencia: GSG-01.12.

1.13 Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares.

CSN, 2000 (20 págs.) Referencia: GSG-01.13.

1.14 Criterios para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad.

CSN, 2001 (Rev. 1, 2007), (32 págs.) Referencia: GSG-01.14.

1.15 Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad.

CSN, 2004 (38 págs.) Referencia: GSG-01.15.

1.16 Pruebas periódicas de los sistemas de ventilación y aire acondicionado en centrales nucleares.

CSN, 2007 (24 págs.) Referencia: GSG-01.16.

1.17 Aplicación de técnicas informadas por el riesgo a la inspección en servicio (ISI) de tuberías.

CSN, 2007 (36 págs.) Referencia: GSG-01.17.

1.18 Medida de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.

CSN, 2008 (76 págs.) Referencia: GSG-01.18.

1.19 Requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.

CSN, 2011 (96 págs.) Referencia: GSG-01.19.

2. Reactores de investigación y conjuntos subcríticos

3. Instalaciones del ciclo del combustible

3.1 Modificaciones en instalaciones de fabricación de combustible nuclear. CSN, 2012 (32 págs.) Referencia: GSG-03-01.

4. Vigilancia radiológica ambiental

4.1 Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares. CSN, 1993 (24 págs.) Referencia: GSG-04.01.

4.2 Plan de Restauración del Emplazamiento. CSN, 2007 (30 págs.) Referencia: GSG-04.02.

4.3 Metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento previa a su liberación. Niveles genéricos de liberación. CSN, 2013 (30 págs.) Referencia: GSG-04.03.

5. Instalaciones y aparatos radiactivos

5.1 Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas de manipulación y almacenamiento de radionucleidos no encapsulados (2ª y 3ª categoría). CSN, 1986 (Rev. 1, 2005), (32 págs.) Referencia: GSG-05.01.

5.2 Documentación técnica para solicitar autorización de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª categoría). CSN, 1986 (Rev. 1, 2005), (28 págs.) Referencia: GSG-05.02.

5.3 Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas. CSN, 1987 (Rev. 1, 2013), (12 págs.) Referencia: GSG-05.03.

5.5 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia. CSN, 1988 (28 págs.) Referencia: GSG-05.05.

5.6 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas. CSN, 1988 (20 págs.) Referencia: GSG-05.06.

5.7 Documentación técnica necesaria para solicitar autorización de puesta en marcha de las instalaciones de rayos X para radiodiagnóstico. Anulada(1).

5.8 Bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas. CSN, 1988 (Rev. 1, 2014), (42 págs.) Referencia: GSG-05.08.

5.9 Documentación para solicitar la autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X con fines de diagnóstico médico. CSN, 1998 (Rev. 1, 2021) (70 págs.) Referencia: GSG-05.09.

5.10 Documentación técnica para solicitar autorización de instalaciones de rayos X con fines industriales. CSN, 1988 (Rev. 1, 2005), (24 págs.) Referencia: GSG-05.10.

5.11 Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones médicas de rayos X para diagnóstico. CSN, 1990 (28 págs.) Referencia: GSG-05.11.

5.12 Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas. CSN, 1998 (60 págs.) Referencia: GSG-05.12.

5.14 Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial. CSN, 1998 (60 págs.) Referencia: GSG-05.14.

5.15 Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo. CSN, 2001 (28 págs.) Referencia: GSG-05.15.

5.16 Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales. CSN, 2001 (32 págs.) Referencia: GSG-05.16.

6. Transporte de materiales radiactivos

6.1 Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas. CSN, 2002 (32 págs.) Referencia: GSG-06.01.

6.2 Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos. CSN, 2002 (54 págs.) Referencia: GSG-06.02.

6.3 Instrucciones escritas de emergencia aplicables al transporte de materiales radiactivos por carretera. CSN, 2004 (Rev.1, 2012), (32 págs.) Referencia: GSG-06.03.

6.4 Documentación para solicitar autorizaciones en el transporte de material radiactivo: aprobaciones de bultos y autorización de expediciones de transporte. CSN, 2006 (36 págs.) Referencia: GSG-06.04.

6.5 Guía de ayuda para la aplicación de los requisitos reglamentarios sobre transporte de material radiactivo. CSN, 2011 (Act. 2021) (224 págs.) Referencia: GSG-06.05.

6.6 Guía para la elaboración de la documentación de cumplimiento de los requisitos reglamentarios de los bultos de transporte de material radiactivo no sujetos a aprobación. CSN, 2017 (28 págs.) Referencia: GSG-06.06.

7. Protección radiológica

7.1 Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal. CSN, 1985 (Rev.1, 2006), (54 págs.) Referencia: GSG-07.01.

7.2 Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica. Anulada(2).

7.3 Bases para el establecimiento de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica. CSN, 1987 (Rev. 1, 1998), (36 págs.) Referencia: GSG-07.03.

7.4 Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes. Anulada(3).

7.5 Actuaciones a seguir en caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico. CSN, 1989 (Rev. 1, 2005), (50 págs.) Referencia: GSG-07.05.

7.6 Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear. CSN, 1992 (16 págs.) Referencia: GSG-07.06.

7.7 Control radiológico del agua de bebida.

Anulada(4).

7.9 Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares. CSN, 2006 (36 págs.)

Referencia: GSG-07.09.

7.10 Plan de Emergencia Interior en instalaciones radiactivas.

CSN, 2009 (24 págs.) Referencia: GSG-07.10.

8. Protección física

8.1 Protección física de los materiales nucleares en instalaciones nucleares y en instalaciones radiactivas.

CSN, 2000 (32 págs.). Referencia GSG-08.01.

8.2 Elaboración, contenido y formato de los planes de protección física de las instalaciones y los materiales nucleares.

CSN, 2012 (40 págs.). Referencia GSG-08.02.

9. Gestión de residuos

9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad. CSN, 1991 (16 págs.) Referencia: GSG-09.01.

9.2 Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas.

CSN, 2001 (28 págs.) Referencia GSG-09.02.

9.3 Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares.

CSN, 2008 (44 págs.) Referencia GSG-09.03.

9.4 Evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos superficiales definitivos de residuos radiactivos de media y baja actividad.

CSN, 2013 (18 págs.) Referencia GSG-09.04.

10. Varios

10.1 Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares.

CSN, 1985 (Rev. 2, 1999), (16 págs.) Referencia: GSG-10.01.

10.2 Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares.

CSN, 1986 (Rev. 1, 2002), (20 págs.) Referencia: GSG-10.02.

10.3 Auditorías de garantía de calidad.

CSN, 1986 (Rev. 1, 2001), (24 págs.) Referencia: GSG-10.03.

10.4 Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares. CSN, 1987 (8 págs.) Referencia: GSG-10.04.

10.5 Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares. CSN, 1987 (Rev. 1, 1999), (24 págs.) Referencia: GSG-10.05.

10.6 Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.

CSN, 1987 (Rev. 1, 2002), (16 págs.) Referencia: GSG-10.06.

10.7 Garantía de calidad en instalaciones nucleares en explotación.

CSN, 1988 (Rev. 1, 2000), (20 págs.) Referencia: GSG-10.07.

10.8 Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares. CSN, 1988 (Rev. 1, 2001), (24 págs.) Referencia: GSG-10.08.

10.9 Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares.

CSN, 1998 (20 págs.) Referencia: GSG-10.09.

10.10 Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos. CSN, 2000 (Rev. 1, 2020), (20 págs.) Referencia: GSG: 10.10.

10.11 Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría. CSN, 2000 (16 págs.) Referencia: GSG-10.11.

10.12 Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras. CSN, 2003 (36 págs.) Referencia: GSG-10.12.

10.13 Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares. CSN, 2003 (28 págs.) Referencia: GSG-10.13.

11. Radiación Natural

11.1 Directrices sobre la competencia de los laboratorios y servicios de medida de radón en aire. CSN, 2010 (32 págs.) Referencia: GSG-11.01.

11.2 Control de la exposición a fuentes naturales de radiación.

CSN, 2012 (24 págs.) Referencia: GSG-11.02.

11.3 Metodología para evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM. CSN, 2012 (42 págs.) Referencia: GSG-11.03.

11.4 Metodología para la evaluación de la exposición al radón en los lugares de trabajo. CSN, 2012 (32 págs.) Referencia: GSG-11.04.

Las guías de seguridad contienen los métodos recomendados por el CSN, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española. Estas guías no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificados.

Los comentarios y sugerencias que puedan mejorar el contenido de estas guías se considerarán en las revisiones sucesivas.

La correspondencia debe dirigirse a la Subdirección de Asesoría Jurídica y los pedidos al Servicio de Publicaciones. Consejo de Seguridad Nuclear, C/ Pedro Justo Dorado Dellmans, 11, 28040-Madrid.

Guía de Seguridad 1.4 (Rev. 1)

Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares

Colección Guías de
Seguridad del CSN

GS.1.4-2022