Guía de Seguridad 11.3

Metodología para la evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM

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

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Guía de Seguridad 11.3

Metodología para la evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM

Madrid, 12 de diciembre de 2012

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Colección: Guías de Seguridad
Referencia: GSG-11.03

© Copyright Consejo de Seguridad Nuclear, 2013
Publicado y distribuido por:
Consejo de Seguridad Nuclear
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11. 28040 - Madrid
http://www.csn.es
peticiones@csn.es
Imprime: Imprenta Fareso, S.A.
Paseo de la Dirección, 5. 28039 Madrid
Depósito legal: M. 9.274-2013
Impreso en papel reciclado

Índice

Preámbulo 5

1 Objeto y ámbito de aplicación 7

1.1 Objeto 7

1.2 Ámbito de aplicación 7

2 Definiciones 7

3 Alcance del estudio 9

4 Diseño del estudio 11

5 Criterios metodológicos 14

5.1 Metodología de muestreo 14

5.2. Metodología de medida 22

5.3. Metodología para la estimación de las dosis efectivas . 23

5.4. Metodología estadística para la toma de decisiones. . 26

6 Documentación 28

7 Referencias bibliográficas 29

Anexo I 33

Anexo II 34

Anexo III 36

Preámbulo

Las exposiciones a la radiación ionizante de origen natural debidas a actividades laborales no relacionadas con el ciclo del combustible nuclear se incorporaron por primera vez a la legislación española mediante el Real Decreto 783/2001 de 6 de julio por el que se aprueba el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI), modificado por el Real Decreto 1439/2010, que transpuso la Directiva Europea 96/29/Euratom. El título VII del RPSRI establece que los titulares de dichas actividades laborales tienen la obligación de realizar los estudios necesarios para determinar si, como consecuencia de su actividad, existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores o del público que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica.

Con el fin de facilitar un sistema de control más efectivo tanto para los organismos reguladores como para la industria, distintos organismos internacionales han elaborado, en base a la información científica disponible, listados de los sectores industriales que, en particular, se ven afectados por el cumplimiento de esta normativa. Una relación de este tipo se recoge en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-33, sobre *Criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural*.

De acuerdo con los resultados de los estudios exigidos a los titulares de las actividades o prácticas incluidas en el listado, se determinará, siguiendo los criterios de dosis publicados en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-33, si una actividad queda directamente exenta de otros controles reguladores, o, en caso contrario, cuál es el alcance de las medidas de vigilancia, protección o remedio que deberían adoptarse.

La presente guía se ha concebido como una orientación para la realización de los estudios radiológicos requeridos por el título VII. En ella se desarrolla el contenido que deberían tener tales estudios, ya perfilado en la Guía de Seguridad GS-11.02 del CSN sobre *Control de la exposición a*

fuentes naturales de radiación, y se dan pautas sobre la metodología de muestreo, medida y cálculo de dosis. Esta guía se complementará con otros documentos específicos sobre distintos sectores industriales (Colección Informes Técnicos del CSN).

1 Objeto y ámbito de aplicación

1.1 Objeto

El propósito de esta guía es recomendar una serie de criterios en cuanto al contenido y a la metodología a seguir en los estudios que deben realizar, en cumplimiento del título VII del Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI), los titulares de las denominadas industrias NORM (acrónimo de la expresión inglesa *Naturally Occurring Radioactive Materials*). En estas, bien por la actividad de los radionucleidos naturales en la materia prima, bien por fenómenos de concentración en el proceso industrial, pueden producirse exposiciones del público o de los trabajadores que sean significativas desde el punto de vista de la protección radiológica.

1.2 Ámbito de aplicación

La guía es aplicable a las prácticas y actividades laborales a las que se refiere el título VII del RPSRI, excluyendo aquellas en las que la única fuente de exposición significativa sea el radón (como establecimientos termales, cuevas, galerías subterráneas, etc.) o la radiación cósmica (operación de aeronaves).

2 Definiciones

Las definiciones de los términos y conceptos utilizados en la presente guía se corresponden con las contenidas en el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.

Además, en el contexto de esta guía se aplican las siguientes definiciones:

Aerosol total. Todas las partículas en suspensión que se encuentren en un volumen de aire dado.

Convenio para el muestreo (UNE-EN 481). La especificación a alcanzar por los instrumentos de muestreo, que para cada diámetro aerodinámico de partícula se aproxima:

- En el caso del convenio para la fracción inhalable, a la relación entre la concentración másica de las partículas que entran en el tracto respiratorio, con respecto a la correspondien-

te concentración másica en el aire, antes de que las partículas se perturben por la presencia del individuo expuesto y la inhalación;

- En el caso de otros convenios, a la relación entre la concentración másica de las partículas que alcanzan la región considerada del tracto respiratorio, con respecto a la concentración másica de las partículas que entran en el mismo. (Estos convenios pueden ser también expresados como relaciones con respecto a la concentración másica del aerosol total).

Diámetro aerodinámico de la partícula (*D*). El diámetro de una esfera de densidad 1 g. cm^{-3} que tiene la misma velocidad final debida a la fuerza gravitatoria, en el aire en calma, que la partícula considerada, bajo las condiciones existentes de presión y humedad relativa.

Diámetro aerodinámico de la mediana de actividad (AMAD). Valor del diámetro aerodinámico tal que el 50% de la actividad suspendida en el aire del aerosol está asociada a partículas de menor diámetro y el otro 50% a partículas de mayor diámetro.

Fracción inhalable. Fracción másica de las partículas del aerosol total que se inhala a través de la nariz y la boca.

Fracción respirable. Fracción másica de las partículas inhaladas que penetra en las vías respiratorias no ciliadas (alvéolos).

Fracción torácica. Fracción másica de las partículas inhaladas que penetra más allá de la laringe.

Grupo homogéneo de exposición (GHE). Conjunto de trabajadores que en su ambiente laboral están sometidos a una exposición similar al agente de interés, ya sea este químico, biológico, radiactivo, etc.

Intervalo de confianza. Intervalo que contiene, con un determinado nivel de confianza, el valor verdadero de un parámetro de la población (generalmente, la media).

Intervalo de tolerancia. Intervalo que contiene, con un determinado nivel de confianza, al menos una proporción especificada de la población.

Lote. Es la cantidad de material que se asume como una población única respecto de la toma de muestra.

Muestra compuesta. Referido al muestreo de sólidos, muestra sólida obtenida por la extracción de varias muestras simples o submuestras, de igual volumen o masa, recogidas en

un recipiente y adecuadamente homogeneizadas. Referido al muestreo de efluentes, muestra integrada por varias muestras individuales de igual volumen, peso o tamaño proporcional al flujo, tomadas en un mismo punto del espacio a intervalos temporales predeterminados.

NORM. Materiales radiactivos de origen natural. El acrónimo proviene de la expresión inglesa *Naturally Occurring Radioactive Materials.*

Subproducto. Material resultante de un proceso de producción cuya finalidad primaria no sea la producción del mismo y que cumple las siguientes condiciones:

a) Va a ser utilizado ulteriormente;

b) Puede utilizarse directamente sin tener que someterse a una transformación ulterior distinta de la práctica industrial normal;

c) Se produce como parte integrante de un proceso de producción; y

d) Su uso ulterior es legal, es decir cumple todos los requisitos pertinentes para la aplicación específica relativos a los productos y a la protección del medio ambiente y de la salud, y no producirá impactos generales adversos para el medio ambiente o la salud humana.

Valorización. Todo procedimiento que permita el aprovechamiento de los recursos contenidos en los residuos, sin poner en peligro la salud humana y sin utilizar métodos que puedan causar perjuicio al medio ambiente.

Zona homogénea de concentración de radón. Área de un edificio o instalación tal que sus características relativas a la entrada y propagación del radón (tipo de muros, cimientos, suelo y subsuelo, régimen de ventilación, temperatura…) hagan que la concentración de este gas en todo su volumen sea idéntica o muy poco variable.

3 Alcance del estudio

La finalidad del estudio al que se refiere el título VII del RPSRI es determinar si una actividad laboral puede quedar exenta de control radiológico (cuando las dosis a los trabajadores y al público no superen los correspondientes niveles definidos en la IS-33) o en caso contrario, servir de base para el desarrollo de un programa de protección radiológica en el que se establezcan las medidas de vigilancia, control, remedio y seguimiento necesarias.

El alcance del estudio y el nivel de detalle con el que este se lleve a cabo estarán en función de la magnitud de las exposiciones normales y potenciales, así como de la probabilidad de ocurrencia de estas últimas. De este modo, por ejemplo, en una empresa dedicada al almacenamiento y distribución de electrodos toriados, donde el único riesgo radiológico es la exposición a la radiación gamma, solo sería necesario abordar la estimación de dosis externas a los trabajadores. Análogamente, en una industria donde previamente se haya identificado que el riesgo radiológico está exclusivamente ligado a una tarea concreta (como puede ser la eliminación de costras en tanques y tuberías), solo tendrían que caracterizarse los materiales relacionados con ella y evaluarse las dosis al grupo de trabajadores implicados en la misma.

Aquellas actividades laborales o instalaciones en las que pueda demostrase estadísticamente, en las condiciones estipuladas, que las concentraciones de actividad de los radionucleidos en la materia prima o en otros materiales (productos o residuos) no superan los valores de exención/desclasificación propuestos en la Guía de Seguridad GS-11.02 del CSN podrán dar el estudio por finalizado. No obstante, dichos valores de exención no son aplicables en determinadas situaciones, en particular, para residuos que vayan a ser dispuestos en el medio ambiente, para materiales posteriormente utilizados en la construcción o para aquellos que puedan ser incorporados en determinados productos de consumo, como alimentos o bebidas.

Por otro lado, en caso de que fuera necesario proceder a una evaluación de dosis a los trabajadores, esta podría, en principio, abordarse mediante una monitorización radiológica de las áreas de trabajo. Cuando los resultados preliminares indiquen que las dosis representan una fracción significativa del nivel utilizado como referencia (ver IS-33) podría ser necesario recurrir a una caracterización radiológica individual. También en el caso de trabajadores que repartan su actividad laboral aleatoriamente entre distintas zonas sería preferible una caracterización individual, a menos que todas las medidas de área den resultados ampliamente inferiores al nivel de referencia (del orden de un 30% o inferiores).

En cuanto a la evaluación de dosis al público, únicamente tendrían obligación de acometerla aquellas instalaciones en las que los productos finales o los efluentes emitidos al medio ambiente contengan radionucleidos con actividades significativas desde el punto de vista de la protección radiológica (es decir, a priori, con actividades específicas superiores a las del medio receptor).

4 Diseño del estudio

La información básica que deben contener los estudios se recoge en la Guía de Seguridad GS-11.02 del CSN. En el cuadro 1 se propone un índice orientativo para estructurar el diseño del estudio. Se recomienda seguir este índice en la elaboración del informe final. No obstante, en muchos casos, no será necesario hacer el estudio completo (como se indica en capítulo 3 de esta guía) sino únicamente abordar aquellas partes que sean relevantes para el tipo de industria en particular.

En esta fase puede considerarse la aplicabilidad de datos publicados en la bibliografía a la instalación en estudio. En general, los valores relativos a actividades específicas en los materiales utilizados o en el aire de la instalación son difícilmente extrapolables de manera directa. No obstante, sí pueden servir de base para planificar de manera óptima el muestreo. Por otro lado, los estudios bibliográficos son una herramienta clave con vistas a simplificar el estudio, puesto que permiten identificar aquellos materiales puntos o procesos que entrañan riesgo radiológico y los radionucleidos a analizar en cada caso. Además, como se indica en la Guía de Seguridad GS-11.02 del CSN, las evaluaciones de dosis pueden fundarse en un estudio previo realizado en una instalación análoga. En todos los casos, la utilización de datos bibliográficos o de estudios previos debe acompañarse de una justificación exhaustiva, que debería incluir medidas experimentales de verificación.

También en la fase de diseño del estudio, en base al derecho legal de los trabajadores de participación en las actividades de prevención en las empresas, deberán establecerse los mecanismos para que los trabajadores y sus representantes sean convenientemente informados así como para materializar la integración participativa de estos en todo el proceso.

Cuadro 1. Esquema orientativo para los estudios requeridos por el título VII del Real Decreto 783/2001
1. Descripción de la industria • Plano o croquis explicativo de la instalación. • Localización de la instalación y, en caso de emitirse efluentes líquidos o gaseosos al exterior, usos de la tierra y del agua en los alrededores de la misma. • Origen, cantidad, formas físico-químicas de las materias primas utilizadas o almacenadas. • Descripción de los procesos productivos. • Cantidades y formas físico-químicas de los productos intermedios y finales en las diferentes etapas de fabricación. • Cantidades y formas físico-químicas de los residuos sólidos y de los efluentes líquidos o gaseosos. • Vías establecidas para el tratamiento, eliminación, reciclado o reutilización de los residuos generados y de los efluentes líquidos y gaseosos.
2. Radionucleidos significativos y zonas o procesos que conlleven un riesgo radiológico significativo
3. Caracterización radiológica del término fuente (Incluyendo descripción del plan de muestreo y de la metodología de medida) • Caracterización de la materia prima utilizada. • Caracterización de los productos intermedios y subproductos. • Caracterización de los productos comerciales generados. • Caracterización de los residuos sólidos y efluentes producidos a gran escala. • Caracterización de pequeñas cantidades de residuos (concentrados, costras en tuberías o equipos, depósitos húmedos). • Caracterización de los aerosoles y el material volatilizado presente en la instalación, incluyendo los sistemas de tratamiento de gases. • Caracterización de la concentración de radón en el aire interior. • Demostración estadística del cumplimiento de los requisitos de exención para la materia prima u otros materiales (si procede).

Cuadro 1. Esquema orientativo para los estudios requeridos por el título VII del Real Decreto 783/2001 *(Continuación)*
4. Estimación de dosis 4.1. Trabajadores • Colectivos de trabajadores afectados (identificación de puestos de trabajo, tareas asociadas a cada puesto y tiempos de permanencia). • Escenarios de exposición (vías de exposición relevantes y parámetros implicados en el cálculo de dosis). • Factores de reducción de dosis (reglamentos vigentes de seguridad y medidas de protección ya implantadas[1] que puedan conllevar una disminución significativa de las dosis). • Cálculo de dosis por cada vía y escenario de exposición (incluyendo tareas extraordinarias, como el mantenimiento). • Demostración estadística del cumplimiento de los requisitos de exención para las dosis a los trabajadores (si procede). 4.2. Público • Gestión de subproductos, residuos y efluentes. • Identificación de la persona representativa (teniendo en cuenta el punto anterior). • Escenarios de exposición (vías de exposición relevantes y parámetros implicados en el cálculo de dosis). • Cálculo de dosis por cada vía y escenario de exposición.
5. Medidas de remedio vigilancia y control (Diseñadas teniendo en cuenta el principio ALARA)
6. Conclusiones

[1] Únicamente se dará crédito a medidas técnicas (como sistemas de extracción localizada) o administrativas (como control de tiempos de permanencia en un determinado espacio). Las reducciones de dosis conseguidas mediante el uso de equipos de protección personal (como máscaras de protección respiratoria) pueden incluirse en el apartado 5 (Medidas de remedio, vigilancia y control) pero no deben contabilizarse en las estimaciones de dosis dirigidas a categorizar la actividad laboral.

5 Criterios metodológicos

La primera fase de cualquier estudio de este tipo corresponde al planteamiento y diseño metodológico. El plan de muestreo debe garantizar que las muestras obtenidas sean representativas de la magnitud que se desee estimar y que tanto las cantidades de muestra como los tiempos de muestreo se adecuen a la técnica de medida elegida. Además, el tamaño muestral debe ser suficiente para alcanzar la potencia requerida por las pruebas estadísticas a aplicar.

En esta sección se dan una serie de orientaciones metodológicas, incluyendo aspectos del muestreo, la medida, los análisis estadísticos y el cálculo de dosis, para garantizar la consecución de los objetivos anteriores y, por tanto, la fiabilidad de los resultados del estudio.

5.1 Metodología de muestreo

5.1.1 Muestreo de grandes cantidades de material (materia prima, subproductos, productos intermedios y finales, y residuos sólidos)

Dadas las enormes cantidades de material procesadas en este tipo de industrias y su heterogeneidad es difícil obtener muestras representativas. En primer lugar, el contenido en radionucleidos de la materia prima puede ser muy variable en función de su origen (por ejemplo, el contenido radiactivo de la roca fosfática procedente de depósitos sedimentarios, como los del Magreb o EEUU, es mucho mayor que el de los depósitos ígneos, como los del sudeste de África y la península de Kola). Por tanto, si se utilizan materiales de distintas procedencias, como es el caso de las centrales térmicas, en las que suelen abastecerse de diferentes tipos de carbones, es necesario conocer los volúmenes anuales correspondientes y hacer caracterizaciones radiológicas por separado. En algunos casos será suficiente caracterizar únicamente la mezcla, por ejemplo, cuando la proporción en la que se utilice sea siempre la misma o cuando, independientemente de su origen, los contenidos de radiactividad de la materia prima sean ampliamente inferiores a los niveles de exención/desclasificación.

En segundo lugar, debe considerase el proceso completo de transporte, manipulación y almacenamiento para decidir dónde es más conveniente muestrear. En principio, es preferible hacerlo de cintas transportadoras, por la disposición del material en estas. Los criterios a seguir en este tipo de muestreos se recogen en la norma UNE-EN 932. La toma de muestras puede ser sistemática o aleatoria en el tiempo.

Otra opción, si la materia es transportada o dispuesta en sacos, u otro tipo de unidades menores, es seleccionar aleatoriamente un número de estos (por ejemplo un 5% del total) y tomar una muestra de cada uno de ellos.

Si el material en cuestión es un residuo sólido, puede estar dispuesto en balsas. En esta situación, debería plantearse la selección de puntos de toma de muestra como en el caso de suelos, bien de manera sistemática, según algún tipo de retícula (ver por ejemplo, norma ISO 10381 – Parte 1), bien con una distribución aleatoria en toda la superficie.

La opción más desfavorable es muestrear material almacenado en grandes pilas o silos, por la imposibilidad práctica de obtener muestras representativas. En esta situación, las partículas más pequeñas, que suelen ser las de mayor actividad específica, tienden a acumularse en el fondo. Por ello, es incorrecto tomar muestras solo de la parte más accesible. Para definir la estrategia de muestreo cuando esta sea la única opción posible, puede seguirse la norma ISO 10381 – Parte 8.

En general, el número de muestras a tomar dependerá de los objetivos propuestos así como del volumen total del material a caracterizar y de la magnitud esperable de las dosis recibidas por los trabajadores. El error relativo en la estimación de la variable a medir, que se propagará al resto de las estimaciones, decrecerá al aumentar el número de muestras.

Puesto que el número de análisis a realizar será determinante para el coste del estudio, se recomienda recoger y analizar muestras compuestas, lo cual permite reducir la variabilidad en las medidas sin aumentar los costes. El número mínimo de muestras a analizar será de cinco, cuando el material de interés tenga un peso inferior a diez toneladas, y al menos de diez, para pesos superiores. En todo caso, el número de muestras debe ser tal que estas puedan considerarse representativas de la totalidad del material.

Por otro lado, si el objetivo del estudio es demostrar que las actividades de los radionucleidos de interés en el material no superan los valores de desclasificación/exención, el número de muestras deberá ser suficiente para alcanzar la significación estadística del test a aplicar (ver apartado 5.4).

Para materiales muy heterogéneos, como escombros o chatarras, cuyo destino final sea el exterior de la instalación es conveniente establecer algún tipo de control (técnico o administrativo) que garantice que se conocen las concentraciones de actividad del material de salida. En determinados casos, este control podría llegar a implicar escanear la totalidad del material. Este, a tal efecto, puede disponerse en unidades de menor tamaño, por ejemplo en sacas o cajas, y medirse mediante espectrometría gamma *in situ* o un método equivalente.

5.1.2 Muestreo de líquidos

En general, la toma de muestras líquidas suele resultar más sencilla que la toma de muestras sólidas, especialmente en el caso de líquidos de una sola fase o de pequeños volúmenes, aunque cuando se trata de volúmenes grandes, de mezcla de líquidos de diferentes densidades o con materia particulada en suspensión, puede ser difícil obtener una muestra representativa.

Para caracterizar los efluentes se recomienda tomar muestras compuestas, siguiendo la norma ISO 5667-10.

5.1.3 Muestreo de costras insolubles en equipos y tuberías

Dependiendo de cuáles sean los radionucleidos presentes y del espesor nominal de la tubería o del equipo en el cual se ha producido el depósito, las costras pueden caracterizarse mediante una medida de tasa de dosis gamma expresada en la magnitud operacional para la que esté calibrado el equipo a utilizar o una medida espectrométrica. Este procedimiento no puede aplicarse, por ejemplo, para el polonio-210, por no ser emisor gamma, o para el plomo-210, por emitir a muy baja energía.

Durante las operaciones de limpieza o mantenimiento pueden obtenerse muestras por procesos mecánicos de raspado, puesto que, al ser las costras muy insolubles, es difícil obtenerlas por métodos químicos. Si la limpieza se realiza mediante chorros de agua a presión se obtendrán muestras de los lodos resultantes del proceso.

En general, estas costras solo suponen un problema desde el punto de vista de la protección radiológica para los operarios que realizan tareas de mantenimiento o en cuanto a la gestión de materiales en la fase de desmantelamiento de la instalación.

5.1.4 Muestreo de radón en el aire interior

Durante el diseño del plan de muestreo de la concentración de radón o de sus descendientes en el aire interior de la instalación, debe prestarse especial atención a las zonas donde los trabajadores pasen más tiempo o donde se almacene o se procese material con concentraciones de radio-226 significativas.

Como primera aproximación puede obtenerse un mapa de las concentraciones de radón en la instalación utilizando un equipo de medida en continuo. En este caso, puesto que la medida es instantánea, es conveniente repetir el proceso al menos en dos ocasiones separadas por un intervalo temporal suficientemente amplio para obtener valores estadísticamente independientes. Si no se cuenta con equipos de esta clase, también podría elaborarse el mapa utilizando un método con tiempo de exposición de unos pocos días (electretes, cartuchos de carbono activo…).

En las industrias NORM en las que no se haya identificado un riesgo específico de exposición al radón, solo será necesario realizar medidas complementarias de larga duración (con periodo de exposición del orden de tres meses o superior) cuando los resultados de esa monitorización reflejen concentraciones que puedan representar una fracción considerable (~30%) del nivel de referencia fijado para lugares de trabajo (ver IS-33). En todo caso, las medidas iniciales servirán para determinar las posiciones óptimas para la colocación de los detectores. Debería colocarse, al menos, un detector por cada zona homogénea de concentración de radón, aunque en áreas grandes, como naves industriales, se recomienda distribuir un detector por cada 200 m^2 o por cada 400 m^2 si la superficie supera los 1.000 m^2.

También puede considerarse estudiar las variaciones de la concentración de radón a lo largo del día, para caracterizar adecuadamente los niveles de radón a los que están expuestos los trabajadores durante su jornada laboral, puesto que existe una diferencia considerable entre los valores diurnos y los nocturnos. Del mismo modo, puede ser conveniente hacer medidas experimentales del factor de equilibrio *F* que interviene en los cálculos de dosis, ya que en algunos lugares de trabajo difiere significativamente del valor de 0.4 utilizado por defecto (ICRP 65). En la Guía de Seguridad GS-11.04 del CSN sobre *Metodología para la evaluación de la exposición al radón en los lugares de trabajo* se dan orientaciones más detalladas sobre la conveniencia de acometer estas dos determinaciones.

En cuanto a la realización de las medidas, se recomienda seguir las indicaciones de la Guía de Seguridad GS-11.01 del CSN *Directrices sobre la competencia de los laboratorios y servicios de medida de radón en aire*.

5.1.5 Muestreo de aerosoles

Idealmente, el muestreo de aerosoles en suspensión debe responder a dos objetivos: determinar la distribución del tamaño de las partículas, que puede diferir sustancialmente de la considerada por defecto en el modelo de la ICRP 66, y caracterizar la actividad específica de estas.

En caso de que en la industria exista un programa de higiene industrial que incluya una caracterización del material particulado en aire, la información y/o los equipos de muestreo disponibles pueden utilizarse para estimar las dosis por inhalación. No obstante, debe tenerse en cuenta que, como se detalla en los siguientes subapartados, hay diferencias entre el modelo de la ICRP y los utilizados en higiene industrial.

Convenios para el muestreo de aerosoles en los lugares de trabajo

En función de las diferentes regiones del tracto respiratorio, en higiene industrial se definen cinco fracciones de aerosoles (ISO 7708): inhalable, extratorácica, torácica, traqueo-bronquial y respirable.

La norma UNE-EN 481 recoge los correspondientes convenios para la toma de muestra selectiva de cada una de estas fracciones, consensuados por ISO, la ACGIH (American Conference of Industrial Hygienists) y el CEN (Comité Europeo de Normalización). Los convenios relacionan el diámetro aerodinámico de la partícula (D) y las fracciones másicas que deben recoger o medir los instrumentos de muestreo. En la práctica, estos convenios se utilizan para definir las características que tienen que reunir los instrumentos utilizados en la toma de muestra de aerosoles.

Los muestreos diseñados con fines de higiene industrial se basan en la recogida de una o más de las fracciones inhalable, torácica y respirable. La elección de la fracción a medir en cada caso depende de la toxicidad de los aerosoles. Para partículas altamente solubles (clase F), que constituyan un riesgo para la salud independientemente de la zona del tracto respiratorio en la que se depositen, se recomienda muestrear la fracción inhalable. Para compuestos de solubilidad pulmonar S (lenta) o M (moderada) se recomienda utilizar la convención de muestreo torácica.

Según el convenio para la toma de muestra de la fracción inhalable, el porcentaje E_I de aerosol total que tiene que recoger el instrumento de muestreo para cada valor de D (en micrómetros) deberá estar dado por la expresión:

$$E_I = 50\ [1 + \exp(-0{,}06\ D)] \qquad \text{Para } D < 100\ \mu\text{m}$$

El muestreo de la fracción torácica deberá realizarse de modo que, para cada valor de D (en micrómetros), el porcentaje E_T de las partículas de la fracción inhalable que tienen que recogerse pueda describirse mediante una distribución logarítmico-normal acumulada de mediana 11,64 µm y desviación típica geométrica 1,5 µm.

Por último, según el convenio para la fracción respirable, el muestreo deberá realizarse de forma que para cada valor de D (en micrómetros), el porcentaje E_R de las partículas de la fracción inhalable que tienen que recogerse venga descrito mediante una distribución logarítmico-normal acumulada de mediana 4,25 µm y desviación típica geométrica 1,5 µm.

En la práctica, la eficiencia de muestreo del equipo elegido debe corregirse para ser representativa de la concentración de aerosol total, puesto que este es el parámetro de entrada del modelo de cálculo de dosis utilizado en la Publicación 66 de la ICRP. Si se conoce la distribución del tamaño de las partículas pueden introducirse los factores de corrección apropiados. En caso contrario, pueden utilizarse las convenciones de muestreo de aerosoles inhalables y torácicos para estimar la desviación respecto a la concentración de aerosol total. Los factores de corrección recomendados para la eficiencia de muestreo basados en un AMAD de 5 µm y una desviación estándar geométrica (GSD) de 2,5 son de 1,2 para la fracción inhalable y 1,4 para la torácica (ver tabla 1).

Tabla 1. Factores de corrección de la eficiencia de un muestreador basado en un convenio determinado para estimar la concentración del aerosol total (GSD=2,5)

AMAD (µm)	Factor de corrección		
	Inhalable	Torácica	Respirable
1	1,04	1,05	1,11
2	1,08	1,12	1,36
3	1,12	1,20	1,67
4	1,15	1,30	2,1
5	1,18	1,41	2,5
6	1,21	1,54	3,0
8	1,27	1,80	4,1
10	1,31	2,1	5,6
12	1,36	2,4	7,3
14	1,40	2,8	9,4
16	1,43	3,2	11,8
18	1,46	3,6	14,5
20	1,49	4,0	17,7
25	1,55	5,3	27

Elección del muestreador

Los métodos de medición que se utilicen para la evaluación de riesgos derivados de la exposición por inhalación a un agente químico peligroso deben cumplir la normativa específica de aplicación, que incluye la relativa a los requisitos exigibles a los instrumentos de medida (Real Decreto 374/2001). Para los muestreadores de aerosoles, los documentos a considerar son:

- La norma UNE-EN 481 que define los convenios para la toma de muestras de las fracciones por tamaño de partícula de los aerosoles.
- La norma UNE-EN 482 que establece los requisitos generales para los métodos de medición.
- La norma UNE-EN 13205 que establece los requisitos específicos de los instrumentos para la medición de las concentraciones de aerosoles.
- Las especificaciones contenidas en los métodos de medición que se apliquen en cada caso.

En España, los muestreadores de aire personales que se han venido utilizando hasta la fecha son la casete de 37 µm de diámetro cerrada para la llamada fracción total y el ciclón para la fracción respirable. Mientras que el ciclón es un muestreador adecuado para la fracción respirable, la casete de 37 µm en sus dos modalidades de uso, abierta y cerrada, no cumple el convenio de la fracción inhalable, subestimando significativamente la concentración de partículas de tamaño entre 30 y 100 µm.

En el ámbito de la protección radiológica, tradicionalmente se han utilizado muestreadores estáticos de partículas totales (TSP). Aunque en estos casos suele suponerse una eficiencia del 100%, hay que tener en cuenta que todos los instrumentos de muestreo son, en alguna medida, selectivos con relación al diámetro aerodinámico. La eficiencia de estos muestreadores si se utilizan con los filtros adecuados (40 CFR, Parte 50) es superior al 99% para partículas suspendidas totales de entre 0,3 y 100 µm, haciéndolos aptos para la mayoría de las situaciones.

Sin embargo, en algunas industrias NORM las distribuciones del tamaño de la partícula difieren claramente de las condiciones habituales. Por ejemplo, las partículas en los humos de soldadura varían en diámetro de 0,005 a 20 µm, aunque más de un 70–90% en masa (y un porcentaje aún mayor en términos de actividad) son inferiores a 1 µm. En situaciones especiales como esta, debería evaluarse o estimarse la eficiencia real del muestreador para la distribución del tamaño de las partículas presente en el ambiente de trabajo.

Otra alternativa son los instrumentos de lectura directa de la concentración de polvo, generalmente basados en métodos ópticos, que permiten analizar de forma casi inmediata la distribución del tamaño de la partícula. En las industrias NORM suelen darse las condiciones que hacen posible su utilización en la estimación de dosis por inhalación: una actividad específica de los aerosoles relativamente baja y razonablemente constante tanto en el tiempo como con el tamaño de la partícula.

Por otro lado, los muestreadores de aire estáticos se consideran adecuados para los estudios de caracterización inicial del estado radiológico de la planta, pero no permiten hacer estimaciones realistas de las dosis a los trabajadores puesto que suelen infravalorar considerablemente las exposiciones. En caso de que el muestreo estático no permita descartar estadísticamente que las dosis recibidas por los trabajadores sean inferiores al valor prefijado, en los estudios posteriores se recomienda utilizar muestreadores de aire personales.

Plan de muestreo

Las concentraciones de aerosoles en los lugares de trabajo presentan, generalmente, una elevada variabilidad, tanto espacial como temporal, incluso cuando las actividades realizadas son siempre las mismas. En la caracterización espacial, debe prestarse especial atención a las zonas donde los trabajadores pasen más tiempo, donde se acumule o se procese material con concentraciones de radionucleidos significativas o donde tengan lugar procesos que generen cantidades significativas de material en suspensión.

La estimación de la exposición debe realizarse a partir de una secuencia de muestras recogidas a lo largo de varias jornadas. El número de muestras necesarias se determinará en función de las actividades desarrolladas en el lugar de trabajo y de la magnitud de las dosis potencialmente recibidas por los trabajadores. Como orientación, cuando el tiempo de muestreo para el método de medida elegido sea al menos de una jornada completa (~8 h) las estimaciones podrán realizarse a partir de un mínimo de cinco muestras tomadas en jornadas distintas.

5.1.6 Muestreo del material volatilizado

En las plantas industriales en las que tienen lugar procesos a muy altas temperaturas puede producirse la volatilización de algunos radionucleidos, principalmente del polonio-210 y el plomo-210, cuyos respectivos puntos de ebullición a 1 atm de presión se encuentran a 962ºC y 1.400ºC, respectivamente. Generalmente estos radionucleidos volatilizados se condensan

rápidamente en las partículas de polvo por lo que son detectables mediante un muestreo de aerosoles. No obstante, en estos casos hay que prestar especial atención además a los sistemas de tratamiento de gases, ya que en todos los materiales relacionados con estos sistemas pueden acumularse grandes concentraciones de actividad. Esta situación se da, por ejemplo, en las plantas de sinterización y en las de fabricación de materiales refractarios, en las que los filtros de los sistemas de gases presentan actividades de polonio-210 y plomo-210 muy elevadas. En estos casos debe considerarse detenidamente si dichos materiales se tratan adecuadamente dentro del sistema de gestión de residuos implantado.

5.2 Metodología de medida

En general, los radionucleidos de interés para evaluar la exposición a la radiación ionizante en las industrias NORM son los elementos de las series del uranio-238 y del torio-232 que aparecen resaltados en las figuras del anexo I. La elección de cuáles de ellos deben analizarse en cada caso en particular depende del tipo de industria y de los radionucleidos presentes en la materia prima.

Puesto que la mayoría de estos radionucleidos son emisores gamma, la técnica más adecuada para su determinación es la espectrometría gamma. Sus ventajas frente a otras técnicas son que permite la determinación simultánea de todos los radionucleidos emisores gamma presentes en la muestra, que los análisis son no destructivos y que, puesto que no precisa radioquímica previa, es la opción menos costosa. No obstante, determinadas muestras, como las de líquidos o aerosoles, pueden requerir métodos más sensibles, porque o bien la escasa cantidad de muestra disponible, o bien las bajas actividades específicas en ella, no permitan superar el límite de detección de la medida por espectrometría gamma. El centelleo líquido es una buena alternativa, especialmente para el análisis de muestras líquidas. Por otro lado, algunos radionucleidos, como el polonio-210 o el torio-232, que no son emisores gamma, se caracterizan habitualmente, previa separación radioquímica, mediante espectrometría alfa con detectores de silicio.

En todo caso, se recomienda siempre seguir métodos normalizados. Si se utilizan modificaciones de métodos normalizados o métodos desarrollados internamente por el laboratorio o servicio de análisis, estos deben haberse validado previamente.

Los valores de actividad deben presentarse siempre junto con el valor de la incertidumbre expandida y el factor *k* utilizado. Dicha incertidumbre puede calcularse de acuerdo con los criterios de la *Guía para la expresión de la incertidumbre de medida*, traducida al castellano por

el Centro Español de Metrología. El Procedimiento 1.3 del CSN (Colección de Informes Técnicos) sigue las directrices de dicha guía, adaptándolas al caso específico de la medida de la radiactividad ambiental.

En cuanto al límite de detección y los umbrales de decisión de las técnicas utilizadas, su determinación debe ajustarse a la norma ISO 11929 o calcularse mediante un método equivalente. Si alguna de las medidas no supera el umbral de decisión (*UD*), deberá asociársele un resultado igual al valor de *UD*/2.

5.3 Metodología para la estimación de las dosis efectivas

Las dosis efectivas se calculan a partir de una combinación de medidas experimentales, modelos matemáticos e hipótesis de cálculo razonables. Para evitar cargas reguladoras innecesarias, las estimaciones de las dosis efectivas que podrían recibir los individuos (trabajadores o miembros del público) como consecuencia de una actividad laboral o instalación deben aproximarse tanto como sea posible al valor real. En la medida en que los cálculos utilicen datos específicos de la instalación y del entorno en lugar de valores por defecto, las dosis calculadas serán representativas de las dosis reales.

Muchas son las fuentes de incertidumbre que intervienen en el cálculo de dosis efectivas. Algunas de ellas, además, son difícilmente cuantificables (como las características físicas y metabólicas individuales, la representatividad de las muestras tomadas o la idoneidad de los modelos teóricos aplicados). Aunque no es necesario asociar valores de incertidumbre a los resultados finales de dosis, sí se recomienda hacer constar cuáles son los factores que contribuyen a la incertidumbre de las dosis calculadas.

Los factores de conversión a dosis a utilizar son los que aparecen en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI). Además, para el cálculo de dosis por radiación externa (por ejemplo, inmersión en una nube o depósito en suelos) pueden aplicarse los factores de conversión a dosis del *Federal Guidance Report 13* de la EPA (CD-ROM) siguiendo la metodología propuesta en el *Federal Guidance Report 12*.

En cuanto a las dosis recibidas por los trabajadores, cuando sea necesario evaluarlas mediante dosimetría personal, puede recurrirse a la identificación de conjuntos de trabajadores que estén sometidos a una exposición similar (denominados grupos homogéneos de exposición - GHE). El uso de estos GHE significa un ahorro de medios y recursos, puesto que permiten realizar el muestreo solamente sobre algunos de los componentes del grupo y extrapolar el

resultado a su totalidad. La correcta determinación de los GHE y de los parámetros característicos de cada uno de ellos (tiempos de permanencia, uso de medidas de protección, etc.) es fundamental para la validez de las estimaciones de dosis. Como punto de partida pueden considerarse los grupos definidos en el programa de higiene industrial. Para un GHE las medidas de concentración (bien másica o de actividad) en aire tomadas a lo largo de distintas jornadas para varios trabajadores del grupo pueden ajustarse al modelo mixto lineal (anexo III).

Por otro lado, para conseguir estimaciones realistas de las dosis al público es importante identificar correctamente el individuo representativo y conseguir datos específicos sobre sus hábitos de consumo, el aprovechamiento agrícola del suelo o el uso del agua, etc.

5.3.1 Dosis a los trabajadores

Dosis por irradiación externa

En la vigilancia radiológica de área, la magnitud operacional a utilizar para la radiación gamma es la dosis equivalente[2] ambiental $H^*(d)$, con d=10 mm, mientras que en la vigilancia radiológica individual se utiliza la dosis equivalente personal $Hp(d)$. La profundidad recomendada para monitorizar la dosis a la piel es d=0,07 mm y para la dosis efectiva d=10 mm.

Independientemente de la magnitud utilizada, al calcular las dosis debe tenerse en cuenta la contribución de la radiación de fondo, puesto que el límite de dosis está expresado como un incremento sobre el valor del fondo. La dosis de fondo puede evaluarse seleccionando áreas de referencia en las que no exista ninguna exposición a NORM relacionada con la actividad laboral (por ejemplo, una zona de oficinas, un almacén que no contenga materiales NORM). Para dicha evaluación debe utilizarse un número de dosímetros no inferior a diez.

En la mayoría de los estudios, será suficiente obtener un mapa de $H^*(d)$ de la instalación a partir del cual, según los tiempos de permanencia, se asignan las dosis a los trabajadores. Para la realización del mapa, se debería explorar cada zona de trabajo, prestando especial atención a los puestos fijos y a otras zonas en las que los trabajadores puedan permanecer durante una gran parte del día. Un dosímetro de área que mida $H^*(d)$ dará una estimación conservadora de la dosis que recibiría una persona en ese punto.

---

[2] Término que aparece en el RPSRI, aunque la traducción correcta y que se recoge en la traducción de las recomendaciones del 2007 de la ICRP – Publicación 103 (SEPR, 2008) es "equivalente de dosis".

Además de dosímetros de área fijos pueden utilizarse dosímetros de puestos de trabajo (asignados a un determinado equipo o puesto y que llevarán los distintos trabajadores cuando operen allí), calibrados en términos de Hp(d). Para la vigilancia individual suelen utilizarse dosímetros de cuerpo entero situados en la parte anterior del tórax. No obstante, en algunas situaciones es conveniente plantearse la utilización de dosímetros de extremidades, puesto que si la exposición del cuerpo no es homogénea, la dosis equivalente en la piel o a las extremidades puede ser la magnitud limitante.

Dosis por exposición interna

Las dosis por exposición interna incluyen las dosis debidas a la inhalación de radón y las recibidas por inhalación de aerosoles (excluida la contribución de los descendientes de vida corta del radón) y, en su caso, por la del material volatilizado. En general, las dosis por ingestión accidental son despreciables, puesto que, al no ser muy elevadas las actividades específicas encontradas en estas industrias, su contribución a las dosis anuales no es significativa.

Puesto que la regulación relativa a radón está expresada en términos de concentración de actividad en aire (Bq/m^3) no será necesario efectuar la transformación a dosis y se considerará separadamente sin contabilizarla en el cálculo de dosis por exposición interna.

La estimación realista de dosis por inhalación de aerosoles es una de las partes del estudio que reviste mayor complejidad por la gran variabilidad que pueden presentar en estas industrias los parámetros que influyen sustancialmente en el cálculo de dosis.

Los coeficientes de conversión a dosis para los radionucleidos de interés pueden obtenerse del RPSRI, que recoge los valores de la Publicación 68 de la ICRP. El valor del coeficiente depende generalmente del tipo de absorción (rápida, moderada o lenta) del radionúclido en el pulmón y además varía con el AMAD y la GSD de la distribución de aerosoles en aire.

En la industria nuclear es habitual considerar para trabajadores un AMAD de 5 µm, pero en las industrias NORM la situación real puede diferir en gran medida de esa aproximación, en cuyo caso sería necesario utilizar valores específicos. Estos valores específicos pueden establecerse para cada industria tipo de acuerdo a datos obtenidos de la bibliografía o bien en base a otros estudios llevados a cabo en cumplimiento del título VII del RPSRI en instalaciones análogas.

Respecto a la absorción pulmonar, debe tenerse en cuenta que en estas industrias viene determinada, a menudo, por el componente no-radiactivo de la matriz. En consecuencia, debe asignarse la misma clase de absorción para diferentes radionucleidos en una misma matriz. Por ejemplo, las arenas y menas minerales pesadas como el rutilo son resistentes a la mayoría de formas de ataque químico, y por tanto son de tipo *S*. Lo mismo ocurre para las costras de sulfato con alto contenido en radio que se encuentra en las industrias del gas y del petróleo, en el procesamiento de roca fosfática por vía húmeda con ácido sulfúrico y en otros procesos químicos. Los tipos de absorción más probables para los compuestos de uranio en el procesamiento de uranio natural son *M* para los uranatos y *S* para los óxidos. Si no es posible determinar el tipo de solubilidad correspondiente, bien a través de referencias bibliográficas contrastadas o de experimentos, se debe utilizar la hipótesis más conservadora en el cálculo de dosis (es decir, tipo de absorción pulmonar *S*).

En el anexo II se dan indicaciones para el cálculo de las dosis efectivas por inhalación en función de la magnitud en la que se haya basado el muestreo de aerosoles (actividad específica en aire de los radionucleidos de interés, actividad alfa o beta total por unidad de masa, o masa total muestreada).

5.3.2 Dosis al público

En el cálculo de dosis al exterior producidas por las industrias NORM puede seguirse la misma metodología que en el caso de instalaciones nucleares o radiactivas. Un documento de referencia es el Informe de Seguridad nº19 del OIEA, de acuerdo al cual se ha desarrollado el código de cálculo CROM. También pueden utilizarse otros programas, como PC-CREAM, RESRAD o RESRAD-OFFSITE.

5.4 Metodología estadística para la toma de decisiones

A grandes rasgos, los pasos a seguir en el análisis estadístico de los datos de actividad o dosis obtenidos en el estudio con el fin de demostrar que se cumplen los requisitos reguladores que clasifican la industria en una determinada categoría son los siguientes:

- Establecer la hipótesis nula y la correspondiente probabilidad de cometer un error tipo I (tasa de falsos positivos).
- Determinar la forma de la distribución que siguen los datos (normal, lognormal, etc.) y seleccionar un método estadístico.

- Aplicar el método estadístico y, conforme al resultado, aceptar o rechazar la hipótesis nula.

Dependiendo de cómo se formule la hipótesis nula, el regulador fijará o bien α (probabilidad de cometer un error tipo I) o bien β (probabilidad de error tipo II), y el titular elegirá la probabilidad del error complementario.

Por defecto, se partirá de la hipótesis de que no se cumplen los requisitos reguladores. En este caso se tomará un valor para α de 0,05 cuando los datos a analizar sean actividades específicas en materiales y de 0,10 cuando se trabaje con concentraciones de radón en aire, dosis a los trabajadores, o dosis al público. Se recomienda seleccionar también para β un valor bajo. Este error cuantifica la probabilidad de que la industria quede sujeta, al menos, a parte de los requisitos del sistema de protección radiológica para prácticas cuando cumple las condiciones para quedar exenta.

Por el contrario, cuando la hipótesis nula sea que se cumplen los requisitos reguladores, el valor de α podrá ser fijado por el titular mientras que para β se tomará un valor de 0,05 o 0,10. Este tipo de escenario puede plantearse, por ejemplo, en la evaluación de dosis al público, si se están comparando las concentraciones medidas en un medio potencialmente impactado y en las áreas de fondo de referencia. Para utilizar este escenario, debe demostrarse previamente, mediante el test de Kruskal-Wallis, que las medidas de fondo presentan variabilidad suficiente.

En general, se recomienda aplicar alguna de estas dos clases de métodos estadísticos (o cualquier otro test estadístico equivalente):

- Para distribuciones normales, métodos de comparación de medias, como el test *t* de Student o el test de Welch (aunque ambos test son bastantes robustos a desviaciones de la normalidad).

- Para cualquier tipo de distribución, incluida la normal, métodos basados en el cálculo de un intervalo de confianza o tolerancia y su comparación con el estándar prefijado (rechazar H_0 con un nivel de significación α es equivalente a demostrar que el valor del parámetro asociado a H_0 está contenido en el intervalo de confianza al $100(1-\alpha)\%$ para la media.

Se recomienda que para aplicar estos procedimientos se disponga de un mínimo de cinco medidas, aunque preferiblemente debería contarse con un número superior a ocho o diez.

En principio, si se opta por alguna de las alternativas no paramétricas al test de Student o al de Welch, estas deberían complementarse con alguna otra prueba estadística. La razón es que estas alternativas son tests sobre las medianas, mientras que los valores fijados como límites de actividad o dosis suelen estar concebidos como valores medios, por lo que no son válidos para distribuciones muy sesgadas a la derecha, en las que la media es mucho mayor que la mediana.

Para demostrar que las actividades de los N radionucleidos de interés presentes en un material no superan los valores de desclasificación/exención, deberá probarse con un nivel de confianza de 100(1-α) % que se satisface la siguiente expresión:

$$sum = \sum_{i=1}^{N} \frac{\overline{C_i}}{C_{E,i}} \leq 1$$

Siendo la $\overline{C_i}$ actividad específica (Bq/g) media de cada radionucleido i presente en el material y $C_{E,i}$ el correspondiente nivel de exención.

Análogamente, para la concentración de radón deberá demostrarse con un nivel de confianza de 100(1-α) % que no se supera el nivel de referencia fijado en la IS-33 (para una discusión más detallada ver la Guía de Seguridad GS 11.04 del CSN).

En el caso de los trabajadores, será necesario probar con un nivel de significación α que la media aritmética de la dosis debida a la actividad laboral que recibe un trabajador del grupo seleccionado aleatoriamente no supera el nivel prefijado en la IS-33. Lo mismo debe hacerse para el individuo representativo del público considerando el nivel de dosis establecido en la IS-33.

6 Documentación

Los resultados del estudio se recogerán en un informe final de carácter técnico, que debe contener un resumen con las conclusiones más importantes. El informe debe estar fechado y firmado por la persona responsable de la elaboración del mismo.

Como ya se ha mencionado en el capítulo 4 de esta guía, se recomienda seguir el índice del cuadro 1 en la elaboración del informe final.

En este informe deben incluirse los resultados de todas las medidas experimentales que se hayan hecho junto con la descripción de los métodos y materiales utilizados en la obtención de las mismas, así como la de los modelos y las hipótesis utilizadas en los cálculos.

Si se ha subcontratado parte de la realización del estudio o de las medidas a otro laboratorio, servicio o unidad técnica de protección radiológica, esta circunstancia debe hacerse constar y los informes remitidos por estos incluirse en un anexo.

El informe y toda la documentación relevante relacionada con el estudio deben archivarse y guardarse durante toda la vida operativa de la instalación.

7 Referencias bibliográficas

1. Ciemat. *Código CROM (Código de criba para la evaluación de impacto).* Colección Documentos Ciemat. B. Robles. Madrid (2007).

2. CSN. *Estudio y evaluación del impacto radiológico producido por las actividades de diversas industrias no nucleares del sur de España. Industrias de dióxido de titanio.* Colección Informes Técnicos 26.2010. Madrid (2010).

3. CSN. *Estudio y evaluación del impacto radiológico producido por las actividades de diversas industrias no nucleares del sur de España. Industrias de ácido fosfórico.* Colección Informes Técnicos 29.2011. Madrid (2011).

4. CSN. Guía de Seguridad GS-11.01, *Directrices sobre la competencia de los laboratorios y servicios de medida de radón en aire.* Madrid (2010).

5. CSN. Guía de Seguridad GS-11.02, *Criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural.* Madrid (2011).

6. CSN. Guía de Seguridad GS-11.04, *Metodología para la evaluación de la exposición al radón en los lugares de trabajo.* Madrid (2013).

7. CSN. Instrucción IS-33, sobre *Criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural.* Madrid (2011).

8. CSN. *Procedimiento para la evaluación de incertidumbres en la determinación de la radiactividad ambiental.* Procedimiento 1.3. Colección Informes Técnicos. Madrid (2003).

9. EC. *Radiation Protection 122* – Part II. "Application of the concepts of exemption and clearance". Luxembourg (2004)

10. EU - SMOPIE Project Final Report. *Strategies and Methods for Optimisation of Protection against Internal Exposures of Workers from Industrial Natural Sources.* Luxemburgo (2004).

11. *Guía para la expresión de la incertidumbre de medida.* BIPM, IEC, IFCC, ISO, IUPAC, OIML. Organización Internacional de Normalización, impresa en Suiza, ISBN 92-67-10188-9, primera edición, 1993. Corregida y reimpresa en 1995.

12. 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 I.

13. Gilbert, R.O. *Statistical Methods for Environmental Pollution Monitoring.* John Wiley & Sons, Inc., New York (1987).

14. ICRP *Publication 65.* "Protection Against Radon-222 at Home and at Work. Annals of the ICRP". Volume 23 (2) (1993).

15. *ICRP Publication 66.* "Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. Annals of the ICRP". Volume 24/1-3 (1995).

16. *ICRP Publication 68.* "Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers". Annals of the ICRP. Volume 24/4 (1995).

17. International Electrotechnical Commission, IEC 1066:1991, "Thermoluminescence dosimetry systems for personal and environmental monitoring", (1991).

18. ISO 5667 – Parte 10. Water quality – Sampling: Guidance on sampling of waste waters. Ginebra (1992).

19. ISO 7708 – Air quality. Particle size fraction definitions for health-related sampling. Ginebra (1995).

20. ISO 10381 – Parte 1: Soil Quality – Sampling – Part 1: Guidance on the design of sampling programmes. Ginebra (1995).

21. ISO 10381 – Parte 8. Soil quality – Sampling: Guidance on sampling of stockpiles. Ginebra (2006).

22. ISO 11929. Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and application. Ginebra (2010).

23. ISO 27048. Radiation protection - Dose assessment for the monitoring of workers for internal radiation exposure. Ginebra (2007)

24. Jenkins, N. T. *Chemistry of Airborne Particles from Metallurgical Processing.* Ph.D. dissertation. Cambridge, Mass., Massachusetts Institute of Technology. (2003)

25. OIEA-OIT. *Evaluación de la exposición ocupacional debida a fuentes externas de radiación.* Colección de Normas de Seguridad N RS-G-1.3. Viena (2004).

26. OIEA-OIT. *Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos.* Colección de Normas de Seguridad N RS-G-1.2. Viena (2004).

27. OIEA-OIT. *Protección radiológica ocupacional.* Nº RS-G-1.1. Viena (2004).

28. OIEA. "Generic models for use in assessing the impact of radioactive substances to the environment". *Safety Report Series* Nº 19. Viena (2001).

29. SEPR. *ICRP. Publicación 103.* "Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica". Madrid (2008).

30. Smith P.G. and Simmons J. (Editors). *The methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment used in PC-Cream.*

31. UNE-EN 932-1. Métodos de Muestreo de Áridos. (1997).

32. UNE-EN 481. Atmósferas en los puestos de trabajo. Definición de las fracciones por el tamaño de las partículas para la medición de aerosol. (1993).

33. UNE-EN 482. Atmósferas en el lugar de trabajo. Requisitos generales relativos al funcionamiento de los procedimientos para la medición de agentes químicos. (2007).

34. UNE-EN 13205. Atmósferas en el lugar de trabajo. Evaluación del funcionamiento de los instrumentos para la medición de concentraciones de aerosoles. (2002).

35. US-EPA-402-R-93-081. Federal Guidance Report nº. 12. *External exposure to radionuclides in air, water, and soil.* Eckerman, K. F., Ryman, J.C. (1993).

36. US-EPA-402-R-99-001. Federal Guidance Report nº. 13. *Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides.* Eckerman, K.F., R.W. Leggett, C.B. Nelson, J.S. Puskin, and A.C.B. Richardson (1999).

37. US-NRC. NUREG-1757, Volume 2. *Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria.*

38. Yu, C., Gnanapragasam, E., Biwer, B.M., Kamboj, S., Cheng, J.J. et al. *User's Manual for RESRAD-OFFSITE,* Version 2, ANL/EVS/TM/07-1, DOE/HS-0005, NUREG/CR-6937 (Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, 2007).

Anexo I Series de desintegración del ^{238}U y del ^{232}Th

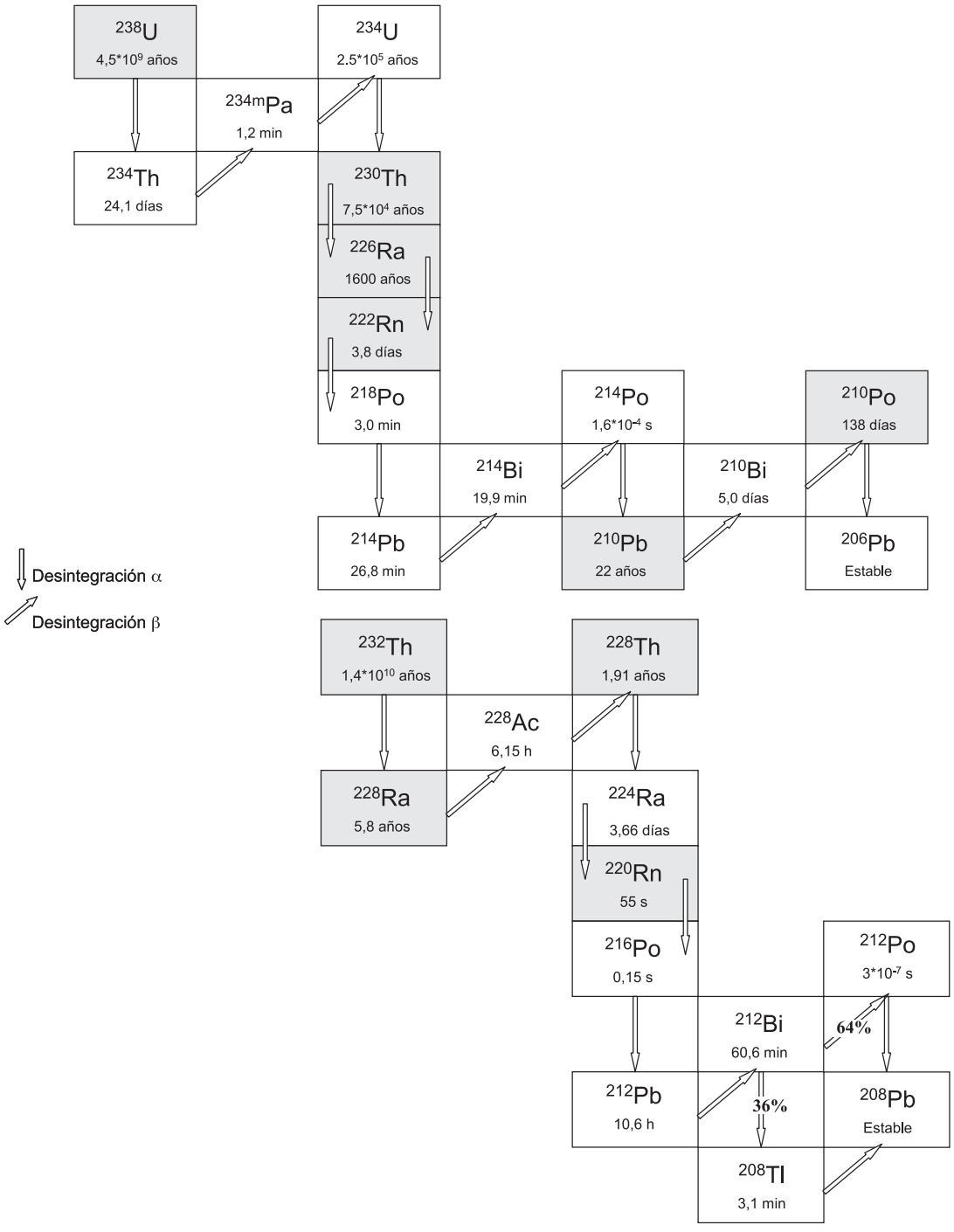

Figura 1. Series del ^{238}U y el ^{232}Th. Los radionucleidos a determinar en los estudios radiológicos de las industrias NORM aparecen marcados en gris.

Anexo II Cálculo de la dosis efectiva recibida por inhalación

Para estimar la dosis efectiva por inhalación (Sv) de una subcadena radiactiva, E_S, a partir de las concentraciones de actividad en aire (Bq . m^3) de los N radionucleidos que la componen puede utilizarse la siguiente fórmula:

$$E_S = Tr \cdot Te \cdot \sum_i CD_{Si}(AMAD, GSD) \cdot C_{Si}$$

Siendo:

Tr la tasa de respiración ($m^3 \cdot h^{-1}$);

Te el tiempo de exposición (h);

CD_{Si} (AMAD, GSD) el coeficiente de conversión a dosis efectiva comprometida para el radionucleido *i* de la subcadena ($Sv \cdot Bq^{-1}$);

C_{Si} la concentración de actividad en aire del radionúclido *i.*

En algunos casos, como cuando los elementos de la subcadena se encuentran en equilibrio secular, las concentraciones de actividad de los radionucleidos ($C_1 = \ldots C_i = \ldots C_N$) pueden obtenerse a partir de un contaje alfa o beta total. Para ello, puede utilizarse la siguiente expresión:

$$C_{Si} = A_{\alpha\beta s} / (R_{\alpha\beta i} \cdot R_X(AMAD, GSD) \cdot Tf \cdot Tm)$$

Siendo:

$A_{\alpha\beta s}$ la actividad alfa (o beta) total de la subcadena depositada en el filtro (Bq);

$R_{\alpha\beta i}$ el cociente entre la actividad alfa (o beta) total de la subcadena y la actividad del radionucleido *i* de la serie;

Rx(AMAD, GSD) la eficiencia del muestreador, expresada como el cociente entre la concentración de actividad real en aire y la concentración de actividad muestreada para el muestreador de tipo X;

Tf la tasa de flujo del muestreador ($m^3 \cdot h^{-1}$);

Tm la duración del muestreo (h).

Análogamente, las concentraciones de actividad de los radionucleidos de interés pueden obtenerse, en determinadas circunstancias, a partir de un análisis gravimétrico. Para ello debe conocerse la actividad específica de los radionucleidos de interés:

$$C_{si} = M \cdot A_{mi} / (R_X(AMAD, GSD) \cdot Tf \cdot Tm)$$

Siendo:

M la masa muestreada (M);

A_{mi} la actividad específica del radionucleido i (Bq · kg^{-1}).

Anexo III El modelo mixto lineal

Generalmente, el modelo mixto lineal se utiliza en higiene industrial para analizar los datos de exposición de múltiples trabajadores. Este modelo puede aplicarse también a la exposición radiológica por inhalación de los trabajadores.

Sea X la concentración en aire (másica o de actividad) medida para caracterizar el nivel de exposición de los trabajadores.

Puesto que el modelo mixto lineal se basa en hipótesis que X sigue una distribución lognormal, en lugar de los datos originales se consideran sus logaritmos $Y_j = \ln(X_j)$.

La hipótesis de lognormalidad, $X_j \sim LN(\mu_Y, \sigma^2_Y)$, es equivalente a $Y_j \sim N(\mu_Y, \sigma^2_Y)$, que podemos reescribir de la siguiente forma:

$$Y_j = \mu_Y + \varepsilon_j$$

donde los ε_j están normalmente distribuidos según $\varepsilon_j \sim N(0, \sigma^2_Y)$,

Suponiendo que se tienen datos de la exposición de N trabajadores, que las exposiciones del trabajador i se denotan como $X_{i1}, X_{i2}, \ldots, X_{in_i}$ y los logaritmos de las exposiciones como Y_{ij}, $i=1,\ldots,N$, $j=1,\ldots,n_i$, se puede escribir:

$$\begin{cases} Y_{1j} = \mu_{Y_1} + \varepsilon_{1j}, & \varepsilon_{1j} = N(0, \sigma^2_{Y_1}) \\ \ldots \\ Y_{Nj} = \mu_{Y_N} + \varepsilon_{Nj}, & \varepsilon_{Nj\approx} = N(0, \sigma^2_{Y_N}) \end{cases}$$

En la práctica se hace la suposición de que las desviaciones estándar logarítmicas son iguales para todos los individuos:

$$\sigma_{Y_1} = \sigma_{Y_2} = \ldots = \sigma_{Y_N} = \sigma_Y$$

Así, todos los modelos pueden combinarse de la siguiente forma:

$$Y_{ij} = \mu_{Y_i} + \varepsilon_{ij}, \qquad \varepsilon = N(0, \sigma^2_Y)$$

La desviación σ_Y denota la variabilidad para un mismo trabajador (*within worker*), que se representa como σ_{Yw}. Por otro lado, la variabilidad entre los diferentes trabajadores viene representada por la variabilidad en las medias logarítmicas de cada trabajador, μ_{Yi}.

μ_{Yi} puede considerarse una selección aleatoria de una población de medias. Generalmente se supone que esta distribución es normal:

$$\mu_{Y_i} = N(\mu_Y, \sigma^2_{Y_b})$$

El modelo suele reescribirse en términos de la media total μ_Y y $b_i = \mu_{Yi} - \mu_Y$, que refleja cuánto se desvía la media del trabajador i, μ_{Yi}, de la media total:

$$Y_{ij} = \mu_Y + b_i + \varepsilon_{ij}, \qquad b_i = N(0, \sigma^2_{Y_b}), \qquad \varepsilon_{ij} = N(0, \sigma^2_{Y_w})$$

Este modelo lineal se denomina mixto porque comprende un término fijo ($_Y$) así como otros efectos aleatorios (b_i).

La varianza puede descomponerse en dos contribuciones que cuantifican la variabilidad para cada trabajador (*within worker*) y la variabilidad entre trabajadores (*between workers*):

$$\sigma^2_Y = \sigma^2_{Y_b} + \sigma^2_{Y_w}$$

Finalmente, una vez se han estimado todos los parámetros, la distribución de la exposición para un sujeto dado i:

$$X = LN(\hat{\mu}_Y + \hat{b}_i, \hat{\sigma}^2_{Y_w}).$$

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 (16 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.

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), (24 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 (12 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.
CSN, 1998 (20 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.

---

[1] Esta guía ha quedado sin validez al entrar en vigor el Real Decreto 1891/1991.

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 (220 págs.) Referencia: GSG-06.05.

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.

---

[2] Esta guía ha sido anulada, sustituyéndose por la Instrucción del CSN IS-03 (BOE 12-12-2002).

[3] Esta guía ha quedado anulada tras la aprobación, por el Ministerio de Sanidad y Consumo, de un protocolo para la vigilancia médica de los trabajadores profesionalmente expuestos.

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.

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.

---

[4] Anulada por decisión del pleno del CSN.

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 (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 pags.) Referencia: GSG-10.12.

10.13 Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.
CSN, 2003 (28 pags.) 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 la evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM.

CSN, 2012 (44 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 11.3

Metodología para la evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM

Colección Guías de Seguridad del CSN

GS.11.3-2012

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR