

# Guía de Seguridad 4.3

Metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento previa a su liberación. Niveles genéricos de liberación

# 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 4.3**

## **Metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento previa a su liberación. Niveles genéricos de liberación**

Madrid, 4 de diciembre de 2013

Colección: Guías de Seguridad  
Referencia: GSG-04.03

© Copyright Consejo de Seguridad Nuclear, 2014

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

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

Depósito legal: M. 10.533-2014



Impreso en papel reciclado

# Índice

## **Preámbulo**

<b>1 Objeto y ámbito de aplicación</b> .....	5
1.1 Objeto .....	7
1.2 Campo de aplicación .....	7
<b>2. Definiciones</b> .....	7
<b>3. Metodología para la comprobación del estado radiológico</b> .....	8
3.1 Aspectos generales .....	8
3.2 Práctica recomendada .....	9
<b>4. Niveles genéricos de liberación</b> .....	10
<b>5. Referencias bibliográficas</b> .....	11
<b>Anexo 1</b> .....	13
<b>Anexo 2</b> .....	14
<b>Anexo 3</b> .....	20



## Preámbulo

El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por el Real Decreto 1836/1999, establece, en su artículo 12.f, que la autorización de desmantelamiento faculta al titular para iniciar las actividades de descontaminación, desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales, para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento terminará en una declaración de clausura, que liberará al titular de la instalación de su responsabilidad como explotador de la instalación y definirá, en el caso de la liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento.

El artículo 30 del RINR establece los documentos que se deben presentar junto con la solicitud de autorización de desmantelamiento, entre los que se encuentra el *Plan de restauración del emplazamiento* (artículo 30.1.c), respecto al cual se indica que debe incluir la propuesta y justificación de la metodología para la caracterización radiológica final del emplazamiento, con el objetivo de demostrar el cumplimiento de los criterios radiológicos establecidos para la liberación.

La Guía de Seguridad del CSN GS-04.02, “Plan de restauración del emplazamiento”, recomienda el contenido que deben tener los planes de restauración del emplazamiento para facilitar el cumplimiento de los requisitos necesarios para la concesión de la autorización de desmantelamiento. Dentro de este contenido se solicita información sobre la metodología de comprobación del estado radiológico final del emplazamiento con vistas a su liberación del control regulador y los niveles de liberación para cada radionucleido y medio físico afectado.

En el caso de las instalaciones nucleares, los criterios radiológicos para la liberación se recogen en la Instrucción IS-13, de 21 de marzo de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, *sobre criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares*.

Para otras instalaciones, tanto si están reguladas por el RINR como si no lo están, y para el caso de emplazamientos contaminados por accidentes o prácticas del pasado, los criterios radiológicos, de acuerdo con la práctica internacional, se establecen caso por caso.

Entre los criterios radiológicos de la Instrucción IS-13, está el de la dosis efectiva máxima a la que debe estar expuesto el individuo representativo del grupo crítico, debida a la actividad residual remanente en el emplazamiento que se libera, tanto en el caso de liberación con restricciones de uso, como en el caso de la liberación sin restricciones.

Al estar el criterio en términos de dosis efectiva, es necesario derivar de este unos valores de concentraciones de actividad susceptibles de producir esa dosis en el emplazamiento que se pretende liberar, teniendo en cuenta los posibles escenarios de utilización. La liberación se podría realizar cuando la actividad residual estuviera por debajo de esos valores.

La Instrucción IS-13 también indica que el titular deberá proponer y justificar unos niveles de liberación acordes con los criterios radiológicos y con el uso final previsto del emplazamiento.

Dado que los emplazamientos ocupan una superficie de terreno grande, la caracterización del estado radiológico final requiere el empleo de una metodología sistemática y optimizada que garantice que se cumplen los criterios radiológicos de liberación, dados en la Instrucción IS-13, en la totalidad del emplazamiento.

La presente Guía recomienda una metodología que permite verificar la situación radiológica de los emplazamientos con vistas a su liberación, de forma completa y con un número de medidas razonable.

Para esta verificación, recomienda unos niveles genéricos para la liberación sin restricciones de emplazamientos de instalaciones nucleares partiendo de los criterios radiológicos de dosis establecidos en la Instrucción del CSN, IS-13.

Si, para la liberación del emplazamiento sin restricciones, el titular del emplazamiento propone los niveles genéricos con sus condiciones recomendados por esta Guía se considera que se da cumplimiento a los niveles de dosis establecidos en la IS-13.

## 1 Objeto y ámbito de aplicación

### 1.1 Objeto

La presente Guía tiene por objeto recomendar una metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento con vistas a su liberación, de forma completa y con un número de medidas razonable.

La comprobación de la situación radiológica de un emplazamiento permitirá determinar si está contaminado y, en tal caso, si después de efectuar actuaciones de limpieza se ha alcanzado un nivel de contaminación residual que permite su liberación con o sin restricciones.

Para esta verificación recomienda unos niveles genéricos para la liberación sin restricciones de los terrenos de emplazamientos de instalaciones nucleares partiendo de los criterios radiológicos de dosis establecidos en la Instrucción del CSN, IS-13.

De acuerdo con la IS-13, el emplazamiento incluye el terreno, las estructuras y las instalaciones descritas en la autorización de explotación, así como cualquier área que haya sido liberada con anterioridad a la declaración de clausura. La Guía únicamente recomienda los niveles de liberación de terrenos, sin tener en cuenta las estructuras e instalaciones.

### 1.2 Campo de aplicación

Esta Guía es de aplicación a la liberación de los emplazamientos de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible.

## 2 Definiciones

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

- Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico.
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear.



- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.
- Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.
- Instrucción del CSN IS-13, sobre criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares.
- Guía de seguridad GS-04.02, Plan de Restauración del Emplazamiento.

### 3 Metodología para la comprobación del estado radiológico

La metodología aplicable debe ser rigurosa y flexible a la vez, dada la diversidad de condiciones que pueden darse en los distintos emplazamientos a los que se tendrá que aplicar. También debe facilitar la demostración al CSN del cumplimiento de los criterios radiológicos de liberación aplicables.

#### 3.1 Aspectos generales

La metodología debe dar respuesta a todos los aspectos necesarios para llevar a cabo el plan de restauración del emplazamiento, de acuerdo con el contenido establecido en la Guía del CSN GS-04.02, “Plan de restauración del emplazamiento”. Un aspecto fundamental a la hora de aplicar una metodología específica es la de determinar los niveles de concentración de actividad derivados de los criterios de liberación, que están establecidos en términos de dosis efectiva. Estos niveles servirán de niveles de referencia que no se deben superar en el momento de la liberación del emplazamiento.

Los niveles se determinan a partir de los escenarios previstos de uso del emplazamiento una vez liberado y considerando todas las vías de exposición significativas.

En el apartado 4 de esta Guía se dan unos niveles genéricos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible partiendo de los criterios radiológicos de dosis establecidos en la Instrucción del CSN, IS-13.

El titular del emplazamiento debe justificar que una vez realizadas las actuaciones de limpieza pertinentes, el emplazamiento cumple los criterios de liberación. En caso contrario,

deberá decidir si es necesario realizar nuevas actuaciones de restauración y limpieza, iniciándose de nuevo el proceso de comprobación.

La comprobación se debe llevar a cabo aplicando un sistema de gestión que se debe diseñar e implantar para garantizar el funcionamiento adecuado de la organización en la programación, ejecución y supervisión de todas las actividades asociadas.

Adicionalmente, el titular debe mantener un sistema de archivo, recuperación y corrección de registros para documentar todas las actividades de comprobación de acuerdo con la normativa aplicable.

### 3.2 Práctica recomendada

Se recomienda la aplicación del NUREG-1575, rev. 1, “Multi-agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)”, como metodología para la realización de la comprobación del estado radiológico de los emplazamientos contaminados.

MARSSIM da una orientación técnica para la realización de reconocimientos e investigaciones radiológicas en un emplazamiento.

MARSSIM aporta una aproximación estándar y consistente para la planificación, realización, evaluación y documentación de las caracterizaciones radiológicas, con un enfoque específico en el estado radiológico final, que sirven de base para demostrar el cumplimiento de los criterios radiológicos de liberación de un emplazamiento de forma completa y con un número de medidas razonable.

La aplicación de MARSSIM implica que las caracterizaciones radiológicas que sirvan de apoyo a la liberación de un emplazamiento se lleven a cabo de acuerdo con el Proceso de Objetivo de Calidad de los Datos de la norma ANSI/HPS N13.59-2008. Esta norma da una aproximación a la caracterización que minimiza su coste a través de un proceso iterativo y permite manejar adecuadamente las incertidumbres inherentes a las caracterizaciones radiológicas.

Con objeto de que los datos radioanalíticos de laboratorio cumplan los requisitos necesarios, se recomienda la aplicación del NUREG-1576 “Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP)” que orienta sobre la planificación, ejecución y evaluación de proyectos que requieren análisis de laboratorio de radionucleidos.

## 4 Niveles genéricos de liberación

Dada la complejidad de la estimación de los niveles de liberación partiendo de los criterios de dosis, el CSN ha calculado unos niveles genéricos, conservadores, que pueden utilizarse en aquellos emplazamientos en los que el titular no desee hacer una estimación específica de éstos. Estos niveles genéricos, que se incluyen en el Anexo 1, se derivan de los criterios radiológicos de dosis establecidos en la Instrucción IS-13 y son valores por encima de los del fondo natural. El empleo de estos criterios evita al titular la necesidad de justificar que los parámetros empleados en los cálculos son adecuados para las características del emplazamiento y son consistentes con los objetivos y criterios de protección radiológica.

Estos valores se pueden considerar aceptables en caso que un titular los proponga en su Plan de Restauración del Emplazamiento (PRE) siempre y cuando se realice un análisis de aplicabilidad basado en las siguientes condiciones:

- Se propone una liberación sin restricciones de los terrenos del emplazamiento considerado utilizando el criterio de dosis de 100  $\mu\text{Sv/año}$  por encima del fondo (IS-13).
- Los niveles de liberación genéricos son válidos para presencia de actividad residual superficial en 15 cm de profundidad desde el nivel de la cota natural del terreno.<sup>1</sup>
- No existe actividad residual en el subsuelo más allá de 15 cm.
- No existe actividad residual en las aguas subterráneas.
- En caso de presencia simultánea de diferentes isótopos artificiales se utilizarán los valores obtenidos utilizando la regla de unidad indicada a continuación:

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{NLG_i} \leq 1$$

Donde:

- $C_i$  es la concentración del isótopo  $i$  presente en el terreno.
- $NLG_i$  es el nivel de liberación genérico del isótopo  $i$ .
- $n$  es el número de isótopos presentes.

<sup>1</sup> No se pueden utilizar los niveles genéricos a los 15 cm de superficie de agujeros, pozos, trincheras o cualquier excavación realizada. Tampoco, al contrario, a montones de tierra o tierras introducidas sin considerar el terreno impactado.

Dado el alcance, hipótesis y parámetros utilizados para el cálculo de estos niveles de liberación genéricos, su uso debe restringirse para las hipótesis y parámetros de cálculo indicados en esta Guía y, específicamente, no deben utilizarse para lo siguiente:

- Estimación del impacto radiológico al público debido a la presencia tanto de isótopos artificiales como naturales en un terreno.
- Estimación de las consecuencias radiológicas en el marco de intervenciones asociadas a incidentes o accidentes.
- Estimación de las dosis derivadas de la gestión de materiales con un contenido de actividad residual.
- Aplicación como niveles de referencia o de investigación en el marco de programas de vigilancia radiológica de instalaciones nucleares.

Los niveles genéricos del Anexo 1 se pueden utilizar como punto de partida para el diseño de los primeros estudios radiológicos (iniciales), de forma que se pueda decidir la necesidad o no de calcular niveles de liberación específicos o establecer restricciones de uso.

En cualquier caso, y de acuerdo con la IS-13, el titular deberá proponer y justificar la metodología para la caracterización radiológica final del emplazamiento, con el objetivo de demostrar el cumplimiento de los criterios radiológicos establecidos.

En el Anexo 2 se describe la metodología utilizada para el cálculo de los niveles genéricos del Anexo 1 y, en el Anexo 3, los parámetros utilizados.

## 5 Referencias bibliográficas

1. NUREG-1575, rev. 1, “Multi-agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)”.
2. ANSI/HPS N13.59-2008, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objective Process.
3. NUREG-1576 “Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP)”

4. IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.1, "Release of sites from regulatory control on termination of practices".
5. IAEA Safety Standards Series No. WS-G-3.1, "Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents Safety Guide".
6. IAEA Safety Standards Series No. WS-R-3, "Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents Safety Requirements".
7. NUREG/CR-6697 Development of Probabilistic RESRAD 6.0 and RESRAD-BUILD 3.0 Computer Codes, November 2000.
8. NUREG/CR-6676 Probabilistic Dose Analysis Using Parameter Distributions Developed for RESRAD and RESRAD-BUILD Codes, July 2000.
9. NUREG/CR-6692, Probabilistic Modules for the RESRAD and RESRAD-BUILD. Computer Codes. User Guide. , November 2000.
10. Data Collection Handbook to Support Modeling Impacts of Radioactive Materials in Soils. C. Yu, C. Loureiro et al. Argonne National Laboratory. April 1999.
11. NUREG-1757, Vol.2, Rev. 1: Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria.
12. EPA Federal Guidance Report No. 13 (FGR-13), "Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides".
13. NUREG/CR-5512 Vol. 3: Residual radioactive contamination from decommissioning: parameter analysis; Washington, DC, October 1999.
14. Estudio sobre dietas y hábitos alimentarios en la población española. Departamento de Nutrición Facultad de Farmacia. Universidad Complutense de Madrid. Proyecto de Impacto Radiológico Ambiental, Ciemat. Convenio Específico de Colaboración CSN-Ciemat. Marzo 2001.
15. User Manual for RESRAD, version 6, ANL/EAD-4, July 2001.
16. IAEA Safety Report Series 72 "Monitoring for Compliance with remediation criteria for sites"

Anexo 1

Niveles genéricos de concentración de actividad para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares

	Nivel liberación genérico (Bq/g)		Nivel liberación genérico (Bq/g)
<sup>3</sup> H	7,9E+00	<sup>210</sup> Pb	2,1E-02
<sup>14</sup> C	4,7E-01	<sup>226</sup> Ra	1,1E-02
<sup>22</sup> Na	5,4E-02	<sup>228</sup> Ra	5,4E-03
<sup>36</sup> Cl	2,8E-03	<sup>227</sup> Ac	8,0E-02
<sup>54</sup> Mn	1,8E-01	<sup>228</sup> Th	8,1E-02
<sup>55</sup> Fe	1,7E+02	<sup>229</sup> Th	1,7E-01
<sup>57</sup> Co	1,9E+00	<sup>230</sup> Th	3,5E-02
<sup>60</sup> Co	4,4E-02	<sup>232</sup> Th	5,4E-03
<sup>59</sup> Ni	2,7E+01	<sup>231</sup> Pa	1,6E-02
<sup>63</sup> Ni	1,1E+01	<sup>233</sup> U	1,5E+00
<sup>90</sup> Sr	1,3E-02	<sup>234</sup> U	1,5E+00
<sup>94</sup> Nb	7,4E-02	<sup>235</sup> U	7,1E-01
<sup>99</sup> Tc	6,6E-02	<sup>236</sup> U	1,5E+00
<sup>110m</sup> Ag	6,6E-02	<sup>238</sup> U	1,2E+00
<sup>129</sup> I	3,8E-02	<sup>237</sup> Np	6,9E-02
<sup>134</sup> Cs	5,4E-02	<sup>238</sup> Pu	6,1E-01
<sup>137</sup> Cs	8,1E-02	<sup>239</sup> Pu	5,7E-01
<sup>152</sup> Gd	1,2E+00	<sup>240</sup> Pu	5,6E-01
<sup>152</sup> Eu	1,0E-01	<sup>241</sup> Pu	3,1E+01
<sup>154</sup> Eu	9,5E-02	<sup>241</sup> Am	6,9E-01
<sup>155</sup> Eu	4,4E+00	<sup>243</sup> Cm	6,2E-01
<sup>192</sup> Ir	1,3E-01	<sup>244</sup> Cm	1,2E+00

## Anexo 2 Metodología de cálculo de los niveles de liberación

### 1. Código RESRAD<sup>2</sup>

El cálculo de los niveles de liberación genéricos se ha realizado utilizando el código RESRAD.

La familia de códigos RESRAD ha sido desarrollada en Estados Unidos por el laboratorio nacional Argonne, bajo el patrocinio del Departamento de Energía (DOE). Se trata de un conjunto de códigos de cálculo de dosis por radiación y riesgos para la salud de una persona hipotéticamente expuesta a la radiactividad residual remanente en el terreno.

El cálculo de los niveles de liberación genéricos se ha realizado mediante el código RESRAD, en su versión 6.5 de octubre 2009, y de acuerdo con el escenario residencial-agrícola y las vías de exposición que se describen a continuación.

#### 1.1 Definición del escenario residencial-agrícola

El escenario de exposición describe las actividades humanas que puedan ser afectadas por la radiactividad residual presente en los terrenos liberados de un emplazamiento nuclear, y en consecuencia, las que pueden derivar en la exposición indebida de un individuo representativo del grupo más expuesto. El escenario real de exposición para un emplazamiento depende de varios factores como su localización, las características físicas y los usos del terreno, el grado de desarrollo, etc.

Para calcular los niveles de liberación genéricos, el escenario de exposición se ha definido para un individuo que reside sobre la zona contaminada en la que se cultivan productos vegetales que luego forman parte de su dieta. Estas actividades dan también lugar a la exposición por la permanencia sobre la superficie contaminada.

Se asume un escenario tipo agrícola-residencial que supone la residencia de un grupo familiar sobre el emplazamiento, una vez liberado y sin restricciones de uso. Esta familia cultiva vegetales y tiene una pequeña granja para el consumo. Las dosis recibidas se deben a la exposición externa de los radionucleidos presentes en el suelo, la exposición interna por la inhalación de polvo resuspendido y la ingestión de alimentos contaminados debido a que son cultivados sobre el suelo. Se considera la ingestión de leche y carne contaminada y la inges-

<sup>2</sup> <http://web.ead.anl.gov/resrad/home2/>

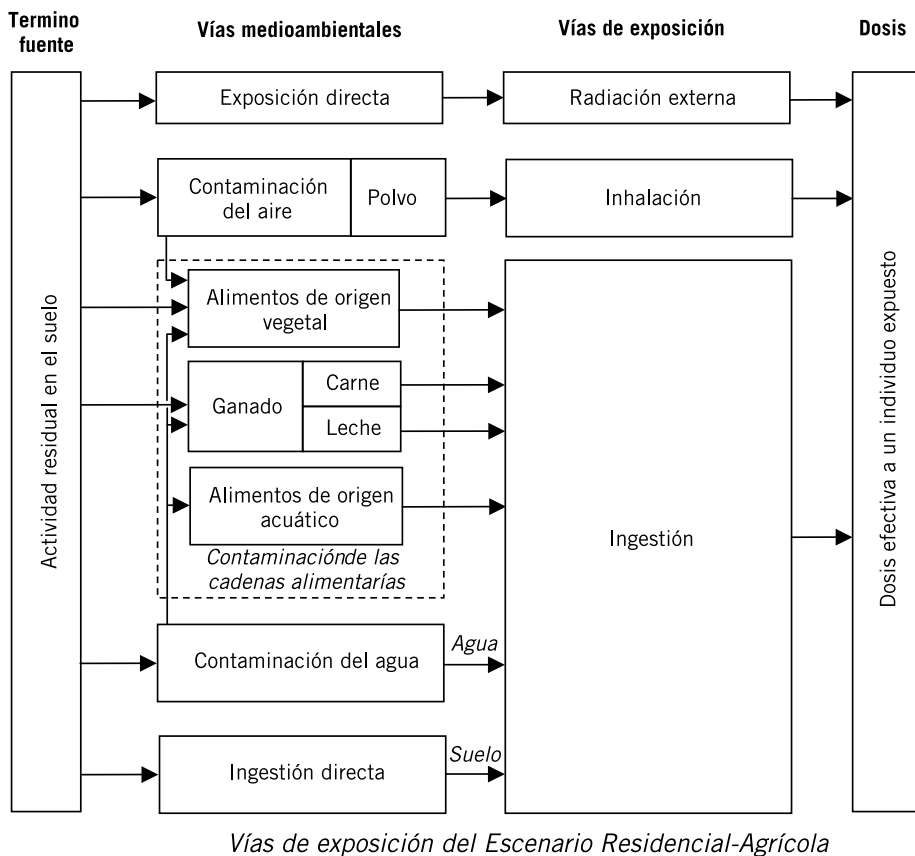
ción de pescado procedente de una pequeña laguna cercana contaminada por el agua de infiltración desde el suelo, la ingestión de agua de un pozo y la ingestión inadvertida de suelo contaminado. Se define a un individuo adulto como representativo del grupo más expuesto.

Este escenario suele ser de los más conservadores, pues considera varias vías de exposición que no se incluyen en otros escenarios. Sin embargo, se podrían establecer otros escenarios que para determinados isótopos podrían ser más conservadores que el escenario agrícola residencial.

No obstante, con el objetivo de utilizar un único escenario, que sea razonablemente realista y consistente entre todos los isótopos, se ha descartado establecer escenarios diferentes que sean particulares por tipo de isótopos. Además de no ser coherente, tal metodología daría resultados demasiado conservadores. El punto de vista del escenario único es aceptable manteniendo un criterio conservador para decidir los modelos y parámetros para un emplazamiento genérico.

## 1.2 Vías de exposición

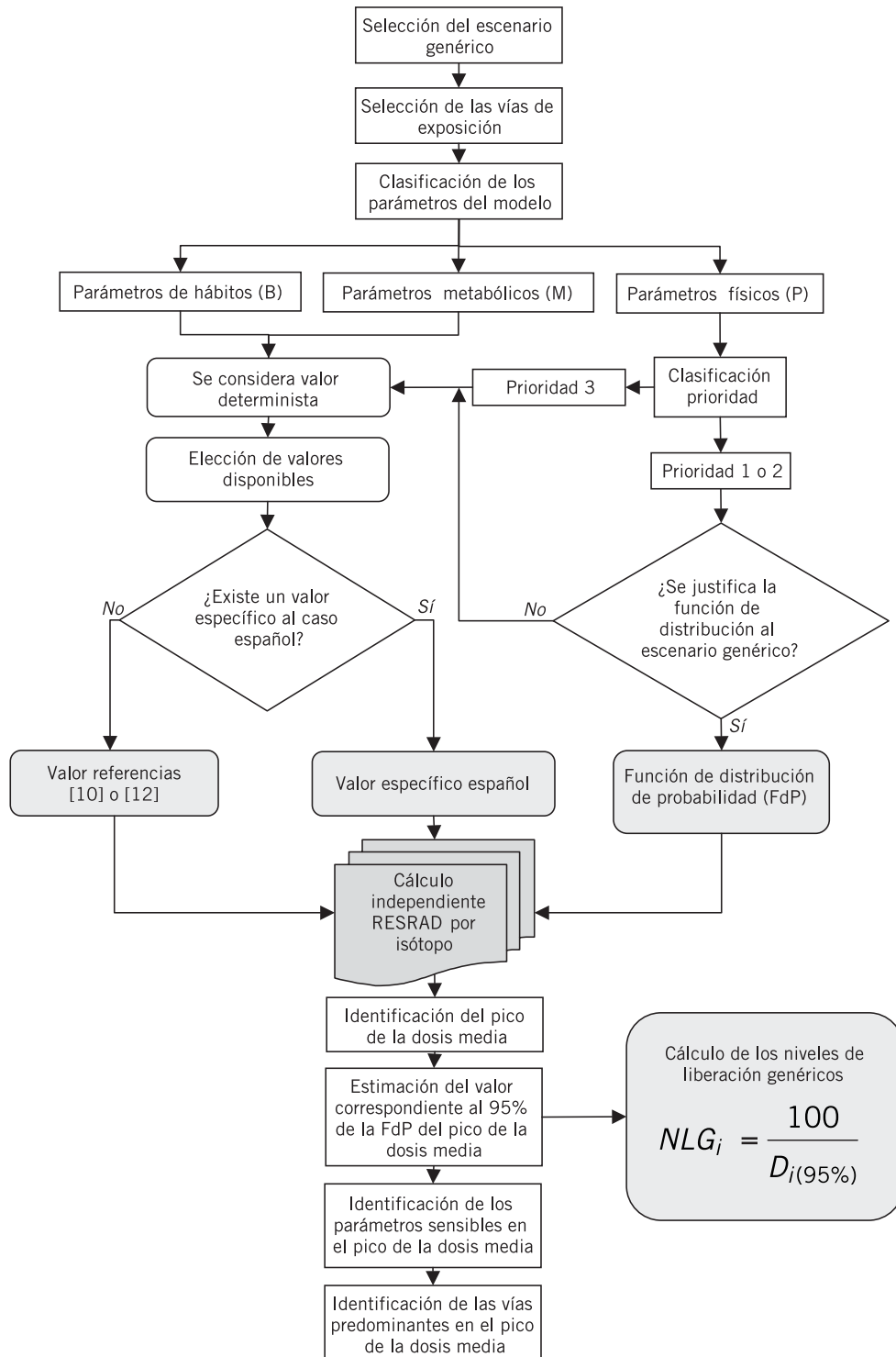
Las vías de exposición al individuo consideradas en el escenario residencial-agrícola se representan de forma esquemática en la siguiente figura:





## 2. Método de cálculo

El diagrama de flujo siguiente presenta, de manera esquemática, la metodología de cálculo seguida.



## Parámetros del cálculo

RESRAD permite hacer cálculos de manera determinista o probabilista. En este caso se ha optado por realizar un cálculo probabilista que permite abordar de una forma más amplia el hecho de que el emplazamiento sea genérico.

Los cálculos probabilistas se realizan asignando, para ciertos parámetros (no obligatoriamente todos), una función de distribución de probabilidad (FdP) en vez de utilizar un valor fijo (determinista).

Las FdP que se han utilizado y sus parámetros son las incluidas por defecto en RESRAD y que han sido descritas y analizadas en diversos documentos NUREG (ver referencias 7, 8 y 9). Para los valores a los que no se ha aplicado una FdP se ha seguido utilizando los valores deterministas, estos valores pueden ser específicos del caso español (precipitaciones anuales por ejemplo), o establecidos mediante referencia.

El proceso se ha iniciado estableciendo un criterio para decidir cuáles de los parámetros se les asigna una FdP.

Tal y como lo establece el NUREG/CR-6697 [7], los parámetros del código (unos 150) pueden clasificarse en las categorías siguientes:

- **Parámetros físicos (P):** parámetros que no cambiarían si el grupo de personas expuestas fuera diferente. Básicamente, son los que dependen del término fuente, su ubicación y las características geológicas y físicas del emplazamiento.
- **Parámetro de comportamiento/hábitos (B):** parámetros cuyo valor depende de las características del grupo expuesto y del escenario de exposición elegido. Para el mismo grupo expuesto, el valor de un parámetro puede cambiar si cambia el escenario (por ejemplo, los parámetros para un uso agrícola podría ser diferente de los correspondientes a un uso residencial).
- **Parámetros metabólicos (M):** parámetros que representan las características metabólicas de un individuo del grupo expuesto, y es independiente del escenario elegido. Los valores de estos parámetros pueden ser diferentes según los distintos grupos de población en edad. De acuerdo con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica los parámetros que representan las características metabólicas son valores medios para la población en general o algunos grupos identificados con la edad.

Algunos parámetros pueden pertenecer a más de una categoría. Por ejemplo, la tasa de inhalación se clasifica como parámetro metabólico y de hábito.

Los parámetros se clasifican después por prioridad. En el NUREG/CR-6697 [7] se explica y justifica cómo los parámetros se clasifican en 3 categorías: 1 (máxima prioridad), 2 (prioridad media), o 3 (prioridad baja). La asignación de prioridad se establece sobre la base de cuatro criterios: (1) la relevancia del parámetro en el cálculo de la dosis, (2) la variabilidad de la dosis recibida como resultado de un cambio del valor del parámetro, (3) el tipo de parámetro, y (4) la disponibilidad de datos.

El paso siguiente es la elección de aquellos parámetros que se considerarán como probabilísticos. De acuerdo con las recomendaciones expuestas en el NUREG, se pueden asignar funciones de distribución de probabilidad a los parámetros físicos de prioridad 1 y 2 siempre y cuando sea adecuado el uso de tal función y no exista un valor determinista que se justifique para el escenario genérico elegido. En caso contrario, se asignan valores deterministas.

Los parámetros de las funciones de distribución utilizadas son las indicadas en el *Attachment C* del NUREG/CR-6697 [7].

Para los restantes parámetros (parámetros de hábitos, metabólicos o físicos a los que no se asigna una función de distribución), se han asignado valores dentro de los disponibles:

- valores específicos al caso español, por ejemplo relativos a la dieta o al clima.
- valores deterministas por defecto en RESRAD incluidos en el documento *Data Collections Handbook* [10].

El Anexo 3 recoge datos de detalle de los parámetros más relevantes utilizados en el cálculo.

## Cálculos

Con los parámetros indicados previamente se realiza el cálculo con RESRAD, de manera independiente para cada radionucleido.

Con los resultados obtenidos se procede a identificar el pico de la dosis media de acuerdo con el criterio establecido en el NUREG-1757 Vol. 2 [11]. Los valores de los niveles de liberación se determinan mediante el cálculo probabilista, seleccionando el valor de dosis correspondiente al 95% de probabilidad acumulada correspondiente al pico de la dosis media

y utilizando el límite de dosis establecido de 100  $\mu\text{Sv/año}$ , según se indica en la siguiente fórmula:

$$NLG_i = \frac{100}{D_{i(95\%)}}$$

Donde:

- $NLG_i$  (Bq/g) es el nivel de liberación genérico del isótopo  $i$ ;
- 100  $\mu\text{Sv/año}$  es el criterio de dosis de la IS-13;
- $D_{i(95\%)}$  es el valor de dosis correspondiente al valor del 95% de probabilidad acumulada correspondiente al pico de la dosis media debido a 1 Bq/g de radionucleido  $i$ .

El análisis de los resultados permite también identificar los parámetros sensibles (los que tienen más influencia en la dosis recibida) en el intervalo temporal considerado en el que se alcanza el valor más alto de dosis media.

## ANEXO 3 Parámetros del cálculo

De forma general, para los parámetros deterministas se han tomado los valores por defecto de RESRAD ya que se han considerado adecuados en el marco del escenario genérico. Sin embargo, para los parámetros que definen la dieta del individuo de referencia y los que adecuan el modelo a las características del clima mediterráneo español se han tomado valores específicos españoles. Los factores de conversión a dosis por ingestión e inhalación son los del Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. Los coeficientes de exposición directa son los establecidos en el FGR-13 [12] compatible con las magnitudes y unidades de ICRP-60.

A continuación se detallan y justifican los parámetros más relevantes para el cálculo.

### 1. Tiempos de cálculo

Se calcula la dosis recibida a los 1, 3, 10, 30, 100, 300, 1.000 y 10.000 años. Esta premisa afecta a los resultados de las dosis, principalmente para la exposición originada como resultado de la migración de los radionúclidos al agua subterránea y el consumo posterior de esta agua, así como su utilización para el riego y la ingestión por el ganado. También tiene un papel relevante para definir el periodo por el que se producen fenómenos de erosión del terreno y la acumulación de isótopos hijos de la cadena de desintegración

### 2. Características de la zona contaminada

El modelo asume una distribución uniforme de la actividad en el suelo, es decir, que la concentración en el suelo es la misma en cada punto. Se considera una superficie de terreno de 10.000 m<sup>2</sup> y una profundidad de la capa de suelo contaminado de 1 metro, de acuerdo con las prácticas agrícolas contemporáneas para el suelo superficial. No se considera ninguna contaminación inicial de las aguas subterráneas ni capa de cobertura por encima de la capa contaminada.

### 3. Parámetros hidrológicos

De acuerdo con el modelo de cálculo del código RESRAD, los parámetros meteorológicos permiten estimar la tasa de agua de infiltración en el terreno. Se ha tomado como valor de la tasa de riego el valor más conservador documentado en el NUREG/CR-5512, volumen 3 [13], para condiciones áridas (Idaho) que corresponde a 1,58 l/(m<sup>2</sup>.d) (equivale a 0,58 m/a).

Los valores de precipitación y evapotranspiración real se han tomado de la página web del Instituto Nacional de Meteorología<sup>3</sup> donde se presentan en forma de gráfico para la Península. De la información mostrada en esta página se asignó en 2007 un valor medio de 600 mm de precipitación. En los cálculos realizados en 2011, se ha asignado una FdP al coeficiente de evapotranspiración y al coeficiente de escorrentía.

#### 4. Zonas saturadas e insaturadas

Se han asignado FdP para todos los parámetros que caracterizan las zonas saturadas e insaturadas, o valores deterministas cuando eran de categoría 3. El valor más relevante es el espesor de la capa no saturada. En este caso se ha optado por una función de distribución log-normal ya que el valor determinista representa un 24% de la función de probabilidad acumulada. En el caso que fuera un valor sensible el valor del 95% estaría incluido en la contribución de dosis

#### 5. Parámetros relativos a la ocupación e inhalación

El valor de la tasa de inhalación de aire por el individuo adulto es de 8.100 m<sup>3</sup>/a (el valor por defecto del RESRAD es 8.400 m<sup>3</sup>/a). Se ha utilizado un valor de concentración de partículas de suelo para inhalación de 2,00E-4 g/m<sup>3</sup> o sea el doble del valor por defecto del RESRAD. Esto se justifica porque en el Data Collections Handbook [10] se estima un valor asociado promedio de ambiente urbano. Teniendo en cuenta que es un escenario con actividad agrícola se considera más adecuado un valor superior.

Los valores siguientes relativos a la ocupación del emplazamiento son los proporcionados por defecto en RESRAD:

Parámetro	Valor	Valor en horas/día
Tiempo de exposición	30 años	–
Fracción de tiempo en el interior edificio	0,5	12h
Fracción de tiempo en el exterior en área contaminada	0,25	6h

Tabla 1. Parámetros relativos a la ocupación del emplazamiento

<sup>3</sup> <http://www.aemet.es/es/elclima/datosclimatologicos/resumenes?w=1>

## 6. Parámetros relativos a la ingestión, datos de dieta

Los datos de consumo del individuo de referencia han sido los valores medios nacionales de consumos alimenticios, estimados por el CSN, que actualmente se utilizan en las evaluaciones de impacto radiológico que se realizan para verificar el cumplimiento de los límites establecidos para las instalaciones nucleares españolas. Las tasas de consumo del individuo medio se muestran en la tabla a continuación.

Alimento (kg/a ó l/a de leche)	kg/a ó l/a
Agua	614
Leche	122
Vegetal de hoja	22
Frutas, vegetales y cereales	237
Carne	69
Pescado	27
Marisco	8

Tabla 2. Tasas de consumo del individuo medio en España

De forma conservadora se asume una tasa ingestión de suelo por el individuo adulto de 36,5 g/a, valor dado por defecto en el código.

Se ha considerado que toda el agua consumida (614 litros al año) está con actividad residual así como la mitad de los alimentos consumidos por el individuo excepto los vegetales de hoja (100%). Ello es debido a que no es habitual encontrar grupos completamente autosuficientes en la sociedad actual.

La tasa de ingestión de alimentos por el ganado se ha tomado de los valores por defecto del código RESRAD.

## 7. Coeficiente de Distribución (Kd)

Se han asignado funciones de distribución de probabilidad a todos los coeficientes de distribución sólido-líquido (Kd), para cada radionucleido y cada zona del terreno (contaminada, saturada y no saturada).

En este caso se ha optado por las FdP ya que se considera que puede reflejar mejor el gran abanico de posibilidades que puede tener estos valores. El hecho principal es que cubran razonablemente todos los posibles valores y que sea a su vez conservador si resulta un parámetro determinante. La metodología utilizada permite cumplir ambos criterios.

Las funciones son descritas y justificadas en el NUREG/CR-6697 [7]. Hay que señalar que el documento NUREG-1757 Vol.2 Rev.1 [11] establece criterios para la óptima selección de los valores Kd. Entre ellos acepta el uso de las funciones de distribución escogidas siempre que se usen con un análisis de sensibilidad que permita establecer un valor razonablemente conservador. Teniendo en cuenta que se escoge el valor de dosis asociado al 95% de la función de probabilidad, se considera que se justifica un rango razonable basado en el riesgo.

## 8. Parámetros correlacionados

Existen parámetros que, por consistencia con el modelo, están físicamente relacionados o mantienen una potencial correlación. Los parámetros que están potencialmente correlacionados y su tipo de correlación (positiva o negativa) para el escenario utilizado se recogen en la tabla siguiente.

Parámetro	Correlacionado con	Tipo de correlación	Valor RCC (*) asignado
Coefficientes de distribución en suelo	Factores de planta	Negativa	-0,5
Porosidad efectiva (zonas saturada e insaturada)	Porosidad total (zonas saturada e insaturada)	Positiva fuerte	0,9
Tasa de erosión	Velocidad del viento	Positiva	0,5
Tasa de erosión	Coefficiente de escorrentía	Positiva	0,5
Densidad del suelo (zonas saturada, insaturada y contaminada)	Porosidad total (Zonas saturada, insaturada y contaminada)	Negativa	-0,5

Tabla 3. Parámetros correlacionados

(\*) La explicación del valor RCC puede encontrarse en RESRAD





# 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.

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<sup>(1)</sup>.

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.

---

<sup>(1)</sup> Esta guía ha quedado sin validez al entrar en vigor el Real Decreto 1891/1991, sustituido por el RD 1085/2009.

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 (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<sup>(2)</sup>.

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<sup>(3)</sup>.

---

<sup>(2)</sup> Esta guía ha sido anulada, sustituyéndose por la Instrucción del CSN IS-03 (BOE 12-12-2002).

<sup>(3)</sup> 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.

7.5 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<sup>(4)</sup>.

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.

---

<sup>(4)</sup> Anulada por decisión del pleno del CSN.

- 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 (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 4.3

**Metodología de comprobación del estado radiológico  
de un emplazamiento previa a su liberación.  
Niveles genéricos de liberación**

Colección Guías de  
Seguridad del CSN

GS.4.3-2014