

Guía de Seguridad 9.4

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

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 9.4

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

Madrid, 24 de abril de 2013

Colección: Guías de Seguridad
Referencia: GSG-09.04

© 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: Grafo, S. A.

Depósito legal: M. 23.765-2013

 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. Contenido de la evaluación de la seguridad a largo plazo | 8 |
| 3.1 Contexto de evaluación | 11 |
| 3.2 Descripción del sistema | 15 |
| 3.3 Generación de escenarios. | 16 |
| 3.4 Formulación de modelos. | 18 |
| 3.5 Análisis de sensibilidad e incertidumbre | 19 |
| 3.6 Análisis e interpretación de los resultados | 21 |
| 4. Referencias bibliográficas | 22 |
| Anexo I | 24 |

Preámbulo

El Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), en su artículo 11.d), establece que las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares, excepto los lugares en que dichas sustancias se almacenan incidentalmente durante su transporte, son instalaciones nucleares. En consecuencia, y de acuerdo con dicho reglamento, requerirán, según los casos, las siguientes autorizaciones: previa o de emplazamiento, de construcción, de explotación, de modificación, de ejecución y montaje de la modificación, y de desmantelamiento.

La documentación a presentar por el titular de la instalación, que acompaña a las solicitudes, se recoge en los capítulos II a VI del título II del RINR. Entre otros, y en función de la autorización que se solicite, se requiere la elaboración de un Estudio de Seguridad de la instalación, que contenga un análisis de los riesgos derivados de su funcionamiento, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente.

El almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos implica el confinamiento y el aislamiento de los residuos del entorno humano, por un periodo de tiempo y en condiciones tales que cualquier potencial liberación de los radionucleidos contenidos en los mismos no suponga un riesgo radiológico inaceptable para las personas ni para el medio ambiente, tanto para la generación presente como para las futuras.

Estas instalaciones incorporan un conjunto de barreras naturales y de ingeniería entre el residuo y el ecosistema, cuyo objetivo es impedir o retardar la llegada de los radionucleidos al ser humano y al medio ambiente. Por tanto, los riesgos radiológicos derivados del almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos tendrán lugar previsiblemente durante la fase de operación de la instalación, como consecuencia de las actividades de disposición de los residuos, y finalizada la operación, a largo plazo, cuando los radionucleidos hayan alcanzado el medio ambiente. El emplazamiento, o barrera geológica tiene como misión fundamental el retardo de los radionucleidos.

Los residuos radiactivos con limitados contenidos en radionucleidos de largo periodo de semidesintegración y que reúnen ciertas características físico-químicas y radiológicas, pueden ser almacenados en instalaciones superficiales o cercanas a la superficie. Estos residuos, de acuerdo con la clasificación del OIEA (OIEA, 2009), se denominan residuos radiactivos de baja actividad, incluyéndose también los de muy baja actividad. En esta guía se adopta el término residuos radiactivos de baja y media actividad para referirse a los residuos radiactivos mencionados, ya que así se han denominado los residuos que pueden ser almacenados en la instalación superficial del centro de almacenamiento de El Cabril.

La evaluación de la seguridad de la fase de operación de estas instalaciones no difiere significativamente de las realizadas para cualquier otra instalación de gestión de residuos radiactivos. Sin embargo, la evaluación de la seguridad a largo plazo tiene implicaciones especiales debido a las incertidumbres en la evolución del conjunto del almacenamiento y de las actividades humanas futuras. Es por ello que esta guía centra su alcance en la evaluación de la seguridad a largo plazo para las instalaciones superficiales de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.

1 Objeto y ámbito de aplicación

1.1 Objeto

El propósito de esta guía es describir el contenido mínimo de la evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos definitivos superficiales de residuos radiactivos, que se debe elaborar por el titular de la instalación como parte del Estudio de Seguridad para la solicitud de las diversas autorizaciones de estas instalaciones (de construcción, de explotación, de modificación, de ejecución y montaje de la modificación y de desmantelamiento). Independientemente del proceso de licenciamiento de la instalación, la seguridad a largo plazo podrá analizarse asimismo por el titular con anterioridad a la solicitud de las correspondientes autorizaciones, por ejemplo en la selección de emplazamiento, para el análisis previo del diseño y con anterioridad al cierre de la instalación de almacenamiento definitivo. El contenido mínimo de la evaluación de seguridad a largo plazo que desarrolla la guía es asimismo recomendado para estos procesos.

La guía se refiere a los almacenamientos definitivos superficiales de residuos radiactivos con contenido limitado de radionucleidos de largo periodo de semidesintegración. Estos residuos reúnen ciertas características físico-químicas y radiológicas, y pueden ser almacenados en instalaciones superficiales o cercanas a la superficie. En España se les denomina residuos radiactivos de baja y media actividad (incluyendo muy baja actividad) y son los que pueden ser almacenados en el centro de almacenamiento de El Cabril. La categorización de estos residuos, de acuerdo con la clasificación del OIEA (OIEA, 2009), corresponde a los residuos de baja actividad, incluyendo también los residuos de muy baja actividad.

1.2 Ámbito de aplicación

Esta guía es aplicable a las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, superficiales o cercanas a la superficie.

2 Definiciones

Las definiciones de los términos contenidos en la presente guía se corresponden con los contenidos en las siguientes normas legales:

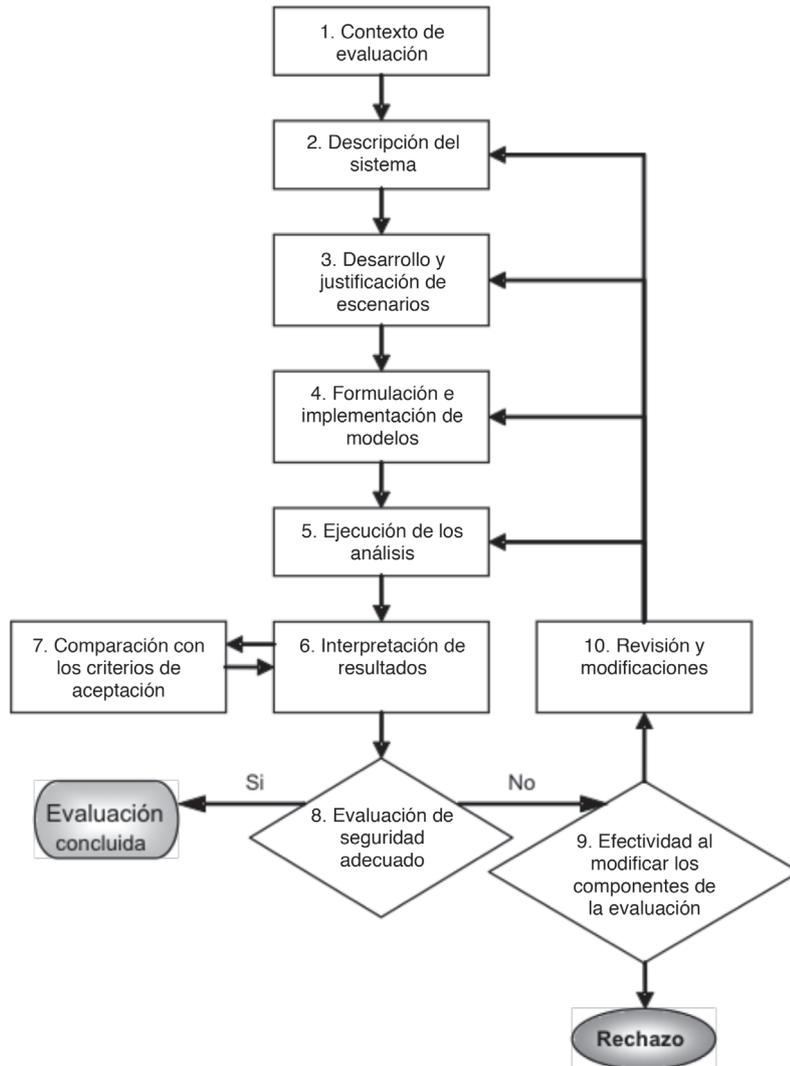
- Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear.
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear,.
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

3 Contenido de la evaluación de la seguridad a largo plazo

El titular de la instalación deberá proporcionar información para demostrar de forma suficiente la seguridad de la instalación. Entre otros aspectos se presentará, información relativa al emplazamiento, el diseño de la instalación y los residuos que son aceptables para su almacenamiento definitivo, las metodologías de modelización y la evaluación del impacto radiológico, la evolución posible del sistema y su entorno, etc.

El contenido que aquí se plantea para la elaboración de una evaluación de seguridad a largo plazo se basa en los desarrollos en este ámbito llevados a cabo por organismos internacionales como la NEA y el OIEA, y se refleja en la figura siguiente:

Figura 1. Metodología de evaluación



Las principales etapas que comprende la evaluación de la seguridad a largo plazo son las siguientes:

- Definición del contexto de evaluación:
 - Objeto y alcance.
 - Marco regulador y requisitos de seguridad.
 - Escalas de tiempo.
 - Indicadores de seguridad (dosis, riesgo, etc.).
- Descripción del sistema:
 - Características generales del sistema de almacenamiento.
 - Campo cercano.

- Geosfera.
- Biosfera.
- Generación de escenarios:
 - Identificación de las características, sucesos y procesos (del inglés, *features, events and processes*-FEPs) que podrían influir en el comportamiento a largo plazo del sistema.
 - Selección de FEPs específicos de la instalación.
 - Definición y justificación de escenarios: escenario de referencia y escenarios alternativos.
 - Selección de escenarios.
- Evaluación de escenarios:
 - Desarrollo/aplicación de modelos.
 - Cálculo de consecuencias.
- Interpretación de resultados:
 - Análisis de sensibilidad e incertidumbres.
 - Comparación de los resultados con los requisitos de seguridad.

El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas establece en el caso de las instalaciones nucleares que para la autorización de construcción, de explotación, para la modificación de la instalación, su ejecución y montaje, y su desmantelamiento deberá presentarse, entre otra documentación, un Estudio de Seguridad. Adicionalmente al proceso de autorizaciones, es asimismo necesario evaluar y demostrar de forma suficiente la seguridad de la instalación a lo largo de la vida operativa de la misma.

El nivel de detalle de la evaluación de la seguridad documentada en el correspondiente Estudio de Seguridad será función de la etapa de autorización administrativa de la instalación (construcción, explotación, modificaciones, etc.). En cada una de estas etapas, la evaluación incorporará información específica del emplazamiento en relación con los procesos y parámetros más relevantes. La selección de estos procesos y parámetros se realiza sobre la base de evaluaciones del sistema tanto radiológicas como del comportamiento. En definitiva, se define un proceso iterativo en la demostración de la seguridad de la instalación.

La aplicación de esta metodología de evaluación de la seguridad se puede realizar de forma iterativa, permitiendo incorporar nueva información, la experiencia adquirida a lo largo del proceso y las posibles modificaciones en el contexto de la evaluación. En consecuencia, a lo largo de la vida de la instalación, la aplicación de una metodología de evaluación permite disponer de una documentación y justificación trazable en todo el proceso. Los documentos

exigidos en el proceso de autorización deberían actualizarse cuando haya cambios tanto en el entorno, como en los avances tecnológicos.

A continuación se muestran los aspectos fundamentales a considerar en cada una de las etapas propuestas.

3.1 Contexto de evaluación

El contexto de evaluación debería definir de manera explícita y bien documentada los principios generales y los requisitos y criterios reguladores que rigen la evaluación de seguridad a largo plazo. Por tanto, el contexto de evaluación debería proporcionar un marco general en el que se contemplen los siguientes aspectos clave del estudio: objeto, marco regulador, escalas de tiempo, indicadores de seguridad y características generales del sistema de almacenamiento.

En el caso de una instalación que tenga prevista la existencia de zonas de almacenamiento para residuos de distinta categoría y, en consecuencia, diferente duración en sus fases de vida (por ejemplo, almacenamiento de residuos de muy baja actividad y residuos de baja y media actividad), es importante destacar la coherencia que debe existir en las evaluaciones de los diversos diseños del almacenamiento en el mismo emplazamiento (por ejemplo, en cuanto a los sucesos de origen natural, iniciadores de escenarios).

3.1.1 Objeto

En este apartado se debería definir claramente el objetivo de la evaluación de seguridad, entre los que se pueden encontrar:

- Solicitud de la autorización de construcción, de explotación, de modificación de la instalación, de ejecución y montaje de la modificación y de desmantelamiento;
- Evaluación de las actividades de cierre de la instalación;
- Actualización de la evaluación de acuerdo con los requerimientos del CSN;
- Definición o modificación de los criterios de aceptación de residuos;
- Revisión o confirmación de la aceptabilidad del inventario, etc.

También se definiría la etapa de desarrollo en la que se encuentra el almacenamiento en el momento de la evaluación, como por ejemplo, la etapa de selección de emplazamiento.

3.1.2 Marco regulador

La evaluación debería presentar de forma clara y concisa los criterios radiológicos establecidos para la instalación así como la normativa y criterios técnicos de diseño y operación o condiciones a la instalación con incidencia en la seguridad a largo plazo.

Es conveniente identificar la legislación y las recomendaciones de carácter nacional e internacional aplicables, así como la normativa aplicable en la instalación que se considere de referencia. En el ámbito nacional es de aplicación la legislación general de seguridad nuclear y protección radiológica, las autorizaciones, dictámenes técnicos e instrucciones técnicas asociadas al licenciamiento de la instalación nuclear para el almacenamiento definitivo de los residuos, y el criterio radiológico establecido por el CSN en su Dictamen sobre el Plan General de Residuos Radiactivos, aprobado por el Gobierno en junio de 1986.

En relación con los criterios radiológicos, el anexo a dicho dictamen, recoge en su apartado A.2 el criterio radiológico aplicable a las situaciones de exposición a la radiación a largo plazo de las instalaciones de almacenamiento definitivo, consistente en *un nivel de riesgo individual inferior a 10^{-6} /año o el riesgo asociado a una dosis equivalente anual a individuos del grupo crítico inferior a 0,1 mSv/a*.

En este contexto, si bien el texto del dictamen no lo especifica, el riesgo es el producto de la probabilidad de recibir una dosis por la probabilidad de que esa dosis cause un efecto adverso sobre la salud. Además, el nivel de dosis equivalente anual de 0,1 mSv/a corresponde al incremento de dosis por encima del fondo natural de radiación.

Son asimismo aplicables las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) en relación con la optimización de la protección radiológica en la evacuación final de los residuos radiactivos (ICRP 2000). Entre otros aspectos, la ICRP pone de manifiesto la necesidad de considerar las escalas temporales en las que pueden ocurrir las dosis en el análisis de las mismas, teniendo en cuenta además criterios cualitativos que demuestren, de forma razonable, el entendimiento del comportamiento del sistema, e identifiquen las características, sucesos y procesos más relevantes del mismo, considerando las incertidumbres.

El OIEA (1996) establece como objetivo para la gestión de los residuos radiactivos el obrar de forma tal que se protejan la salud humana y el medio ambiente ahora y en el futuro, sin

imponer una carga indebida a las futuras generaciones. Los principios de seguridad que se aplican de manera general a estas instalaciones son:

- La protección de la salud humana y del medio ambiente deberá situarse en un nivel aceptable.
- Las repercusiones previstas para la salud de las generaciones futuras no deberán ser mayores que las que sean aceptables actualmente.
- La gestión de los residuos deberá efectuarse de tal forma que no se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.
- Durante la vida de las instalaciones deberá velarse adecuadamente por su seguridad.

Las opciones de seguridad que se definan por parte del titular del almacenamiento pueden considerar, entre otros y en función de las características del sistema de almacenamiento, los objetivos de seguridad definidos en la *Règle Fondamentale de Sûreté (Basic Safety Rule)* RFS- I.2 (1984):

- La limitación de la duración necesaria de la vigilancia de la instalación a un periodo no superior a los 300 años después del comienzo de la fase de vigilancia y control.
- La seguridad intrínseca basada en la fiabilidad de los dos primeros sistemas de confinamiento (la matriz del residuo y las barreras de ingeniería).
- Después de los 300 años, la seguridad estará basada en la limitación inicial del contenido en radionucleidos de periodo largo y en la capacidad de retención de la barrera geológica, que permita niveles de radiactividad aceptables en el medio accesible por el ser humano.
- La definición de la naturaleza y la cantidad de los radionucleidos que pueden ser almacenados se debe determinar analizando las posibles vías de transferencia de los radionucleidos al medio ambiente, a partir del comienzo de la operación y en todas las situaciones plausibles. Además, se adoptarán hipótesis voluntariamente pesimistas en los estudios de impacto radiológico, y en particular se considerará que desde el inicio de la fase de libre utilización, posterior a las actividades de vigilancia y control institucional, los dos primeros sistemas de confinamiento¹ han perdido totalmente sus características y no ofrecen resistencia a la intrusión humana así como que la información sobre la existencia del almacén se ha perdido.

¹ En este contexto, el documento se refiere como primera barrera a la forma físico-química del residuo, la segunda es la barrera de ingeniería y la tercera es la barrera geológica.

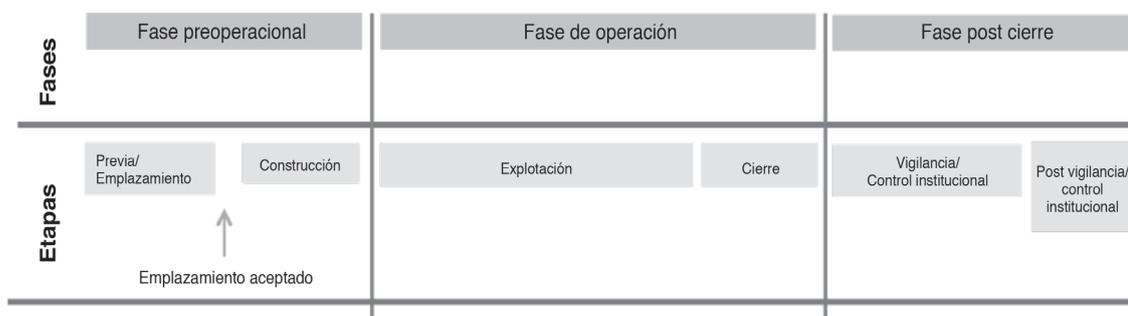
Además se deberían tener en cuenta los programas y estudios en relación con la evaluación de la seguridad de los sistemas de almacenamiento de organismos internacionales como la ICRP, la Unión Europea, la NEA, el OIEA, así como los desarrollos de organismos de otros países (NRC, SSM, HPA).

3.1.3 Escalas de tiempo

Se debe justificar la seguridad de la instalación desde el inicio de su desarrollo, con el objeto de que sirva de base para las decisiones relativas a la selección del emplazamiento (autorización previa) y también para el diseño del sistema de almacenamiento, con anterioridad a la fase de construcción.

La evaluación del impacto radiológico en la fase de operación considerará las actividades para la disposición de los residuos en la zona de almacenamiento. Esta evaluación incluye tanto la exposición de los trabajadores expuestos como la de los miembros del público derivada de la operación normal y de posibles incidentes o accidentes.

Figura 2. Esquema de las fases y etapas de la instalación de almacenamiento definitivo.



El cierre de la instalación implica el cese de las actividades de almacenamiento y el inicio de las acciones para llevar a la instalación a una situación final definida. La planificación del cierre incluye, entre otros aspectos, la definición de las actividades de vigilancia y control del sistema de almacenamiento a desarrollar en la fase post-cierre. La evaluación de la seguridad a largo plazo comprende la fase posterior al cierre de la instalación. En la figura 2 se representan de forma esquemática las fases de la instalación.

La duración de cada fase se ha de definir desde la concepción del almacenamiento, ya que su duración se deberá adaptar a las características del residuo (por ejemplo al inventario, las características físico-químicas, etc.) y a las características del emplazamiento. Asimismo, el

diseño se adaptará a la duración prevista para la fase posterior al cierre de la instalación y con el objetivo de minimización de las actividades de mantenimiento durante esta fase.

Se deberían indicar explícitamente los intervalos temporales considerados en los cálculos para el análisis de los escenarios planteados en la evaluación de seguridad, justificando dichos periodos.

3.1.4 Indicadores de seguridad

Se deberían especificar los indicadores del comportamiento/seguridad del almacenamiento utilizados en la evaluación. Dichos indicadores dependen de los criterios radiológicos aplicables, que pueden ser expresados en términos de dosis y/o riesgo.

Es conveniente emplear indicadores de seguridad adicionales a la dosis y el riesgo, como la fracción de actividad liberada a través de las distintas barreras del almacenamiento para ilustrar el papel relativo de las mismas en la seguridad del almacenamiento.

3.2 Descripción del sistema

La descripción debería contener información sobre las principales características del sistema de almacenamiento, que de forma resumida se refieren a:

- El campo cercano: barreras de ingeniería, extensión y propiedades de la zona afectada, cantidades de residuo y sus propiedades, inventario de radionucleidos.
- La geosfera: geología, hidrogeología, geoquímica, condiciones tectónicas y sísmicas.
- La biosfera: clima y atmósfera, cuerpos de agua superficiales, actividades humanas, biota, características del suelo, topografía, extensión y localización geográfica.

La descripción cualitativa (que incluiría, entre otros aspectos, la definición de las funciones de seguridad de cada componente del sistema de almacenamiento) debería acompañarse de una descripción cuantitativa, indicando en cada caso la fuente de los datos aportados, la justificación de la aplicabilidad en el caso de que se trate de datos genéricos (no específicos del almacenamiento) así como el enfoque considerado para reducir las incertidumbres de dichos datos. Dado que la evaluación de la seguridad es un proceso iterativo, los datos e información utilizados deberían mostrar el estado actual del conocimiento de cada uno de los componentes (campo cercano, geosfera, biosfera).

Las características de los residuos (por ejemplo, su contenido de radionucleidos de largo periodo) y las cantidades de residuos se han de considerar desde las primeras etapas de desarrollo del almacenamiento. Los criterios de aceptación de los residuos son especificaciones que establecen los requisitos que debe cumplir el residuo o el bulto para poder ser almacenado en una instalación determinada. Se establecen considerando los criterios de protección radiológica, las condiciones de operación, las características de las corrientes de residuos a almacenar, las características de las barreras de ingeniería y del emplazamiento y las previsiones sobre la etapa posterior al cierre (por ejemplo la duración del control institucional). En consecuencia, los criterios de aceptación se basan en el estudio de seguridad de la instalación, tanto de la fase de operación como del largo plazo y su aceptabilidad es confirmada en dicho estudio.

Así, para la determinación de los criterios de aceptación, en términos de concentración de actividad por unidad de masa de residuo, se procedería de acuerdo con la metodología de evaluación expuesta, derivando la concentración de actividad más restrictiva del conjunto de escenarios propuestos.

De forma análoga, para la definición de la capacidad radiológica de la instalación se han de estimar las dosis para los escenarios plausibles y representativos que tengan como vía de transporte el agua, teniendo en cuenta que el potencial impacto radiológico será más significativo en un área próxima al emplazamiento si existe extracción de agua subterránea o cuerpos de agua superficiales próximos, o bien aguas abajo, debido al transporte de los radionucleidos con el agua.

3.3 Generación de escenarios

Los escenarios seleccionados deberían proporcionar una visión del sistema actual y de las posibles evoluciones futuras que puedan ser de interés desde el punto de vista del impacto radiológico, teniendo en cuenta el contexto de evaluación.

El uso de metodologías sistemáticas de generación de escenarios (por ejemplo la desarrollada dentro del programa del OIEA sobre *Safety assessment methodologies for near surface disposal facilities*, ISAM) favorece la trazabilidad y la justificación del proceso seguido hasta llegar a los escenarios considerados. De forma general, y de acuerdo con los desarrollos internacionales, pueden describirse las siguientes etapas:

- *Identificación y clasificación de las características, sucesos y procesos* (factores o características, eventos y procesos – en inglés *Features, Events and Processes*: FEP) que podrían influir en el comportamiento y la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento.

Se establecerá una lista inicial de FEP del sistema de almacenamiento partiendo de las listas de FEP internacionales y de las utilizadas en los estudios de seguridad de otras instalaciones similares, excluyendo entradas duplicadas. Los FEP resultantes se clasifican en diferentes categorías con el objeto de asegurar la consideración de todos los factores significativos para la evaluación.

Deberían indicarse explícitamente, con el grado de detalle suficiente que permita la trazabilidad del proceso, las listas de FEP de partida utilizadas, para formar la lista inicial para el sistema de almacenamiento.

- *Selección de FEP*

Partiendo de la lista inicial de FEP se hará una selección de los que son considerados, definiendo claramente los criterios de cribado, así como la justificación de la selección o eliminación de cada uno de ellos.

La justificación de la selección o eliminación de los FEP se debería documentar, especialmente para aquellos que no han sido seleccionados. La documentación en este caso puede realizarse, por ejemplo, mediante la utilización de una ficha por cada uno de los FEP, o bien en tablas en las que se relaciona la lista completa con la justificación y argumentos para la exclusión de cada uno.

- *Definición del Sistema de Referencia y construcción de escenarios*

Los factores relevantes previamente seleccionados se combinan para formar un número limitado y representativo de escenarios objeto del análisis de consecuencias.

- Primero se definiría el Escenario de Referencia, entendiendo como tal el conjunto organizado de todos los factores incluidos en los límites del sistema y sus interrelaciones, que permiten describir la liberación y transporte de los radionucleidos y su impacto sobre el ser humano. El Escenario de Referencia considera la evolución interna del sistema, sin incorporar factores externos que lo perturben.
- Se definirían los *escenarios alternativos* al considerar los factores externos, que aislados o en combinación pueden afectar al escenario de referencia.

Existen distintas herramientas para integrar y organizar los factores internos del sistema y las relaciones entre los mismos en el escenario de referencia, así como para analizar la aplicación de los factores externos al sistema y generar los escenarios alternativos (diagramas de influencia, matrices de interacción).

Cualquiera de estas u otras metodologías de generación de escenarios se considera válida siempre que todo el proceso esté documentado, incluyendo los factores e influencias entre los mismos, así como la descripción de los distintos escenarios con el suficiente grado de detalle, permitiendo la trazabilidad del proceso.

La lista de FEP específica resultante puede ser utilizada directamente en el proceso de generación de escenarios y puede compararse asimismo con la lista de FEP desarrollada para otras instalaciones similares, como comprobación de su suficiencia en la consideración de los factores significativos.

En definitiva, se suele distinguir entre escenarios de liberación al agua subterránea debido al agua que se filtra a través de las capas de cobertura (denominado previamente escenario de referencia), escenarios de liberación gaseosa y escenarios de intrusión humana. Adicionalmente, en función de las características del emplazamiento puede ser necesario evaluar escenarios originados por sucesos naturales o inducidos por actividades humanas (inundación y “efecto bañera”, caída de un avión, etc.). En el anexo A se presentan algunos ejemplos de descripción de escenarios.

- *Selección de escenarios significativos*

Se deberían establecer claramente los criterios de selección de los escenarios significativos a analizar. En particular, cualquier hipótesis realizada para reducir el número de escenarios a analizar (simplificaciones, agrupaciones, etc.) debería quedar registrada, justificando las decisiones tomadas.

3.4 Formulación de modelos

Una vez identificados los escenarios a analizar, la estimación del impacto radiológico de la instalación en términos de los indicadores definidos en el contexto de evaluación requiere el desarrollo y aplicación de modelos que representen el sistema.

El proceso de formulación de los modelos comprende la definición del modelo conceptual, su traducción al formalismo matemático y, generalmente, su implementación en un código de cálculo.

El desarrollo de modelos conceptuales y matemáticos debería estar documentado de forma clara y completa, junto con las simplificaciones e hipótesis aplicadas en dichos desarrollos. Se debería incluir, en consecuencia, información sobre las hipótesis para las interfases entre modelos/códigos utilizados.

Se debería justificar que los códigos empleados representan los procesos de transporte de los radionucleidos y las vías de exposición que se incluyen en los modelos conceptuales y son capaces de representar los modelos matemáticos desarrollados. Asimismo, los códigos empleados deberían haber sido verificados para su uso.

La documentación presentada debería permitir el seguimiento del proceso de evaluación llevado a cabo, para lo que sería necesario que se justifiquen todas las hipótesis y decisiones adoptadas durante su desarrollo y se especifiquen todas las referencias de los datos y parámetros relevantes utilizados.

En relación con el proceso y los criterios para la selección de los valores de los parámetros es conveniente tener en cuenta que:

1. La selección de los valores de los parámetros para los cuales el modelo es más sensible es un aspecto importante y determinante de los resultados obtenidos.
2. Con el objetivo de facilitar la justificación y la trazabilidad de la selección de los valores de los parámetros, es conveniente la documentación del proceso de revisión de bibliografía, estructurando la información y documentando los criterios tanto cualitativos como cuantitativos que han sido aplicados para la selección de los valores de los parámetros del modelo. Con este objetivo, para la documentación de este proceso de justificación de la selección de los valores de los parámetros, se puede aplicar un protocolo similar al desarrollado dentro del programa BIOMASS del OIEA [OIEA, 2003].

3.5 Análisis de sensibilidad e incertidumbre

La evaluación de la seguridad está sometida a incertidumbres inherentes al análisis del riesgo, que pueden ser debidas al conocimiento limitado del sistema, a su variabilidad natural, a la

evolución de las condiciones del sistema en el tiempo, etc. El tratamiento operativo de las incertidumbres se hace atendiendo a su origen: escenarios, modelos y parámetros.

3.5.1 Incertidumbre en los escenarios

La incertidumbre en los escenarios está asociada a la dificultad de conocer la evolución del sistema y su entorno, y su efecto sobre el comportamiento del almacenamiento. Se suele abordar mediante la aplicación de una metodología sistemática de generación de escenarios, en la que se documentan y registran todos los pasos e hipótesis realizadas, de forma que permita tener una garantía razonable de que la lista de factores identificados es suficiente y de que los escenarios considerados abarcan un rango suficientemente representativo del posible impacto radiológico del sistema.

La aplicación de la metodología de generación de escenarios descrita brevemente en esta guía, o la aplicada en su caso, su documentación y justificación, permite considerar las incertidumbres asociadas a los escenarios.

3.5.2 Incertidumbre en los modelos

En el paso desde la definición del escenario de referencia y los escenarios alternativos a la formulación del modelo conceptual, se debería analizar que los procesos y características incluidos en el escenario han sido considerados en los modelos conceptuales desarrollados.

Para el tratamiento de este tipo de incertidumbres es conveniente el seguimiento de un proceso ordenado y documentado para la definición de los modelos conceptuales, así como el análisis de hipótesis alternativas, variantes o casos de cálculo diferentes para un mismo fenómeno, en un mismo escenario.

A modo de ejemplo, podrían considerarse alternativas en la duración y mecanismos de degradación de las barreras, el uso de modelos bidimensionales para el transporte en el terreno, etc. Esto se lleva a cabo analizando variantes o casos de cálculo diferentes de los considerados en cada uno de los escenarios.

3.5.3 Incertidumbre en los parámetros

La identificación de los parámetros que ejercen una mayor influencia sobre los resultados, se realiza mediante el análisis de sensibilidad paramétrica. Para aquellos parámetros/procesos

identificados como más relevantes y que afectan a la seguridad, se deberían estudiar y analizar las incertidumbres que presentan, con objeto de reducirlas e incrementar la confianza en los resultados globales obtenidos. Tanto para el análisis de sensibilidad como para el de incertidumbres se pueden aplicar métodos estadísticos, generalmente mediante códigos desarrollados para tal objeto.

El análisis de sensibilidad e incertidumbres permite la identificación de aquellos parámetros con mayor influencia en el impacto radiológico y la seguridad, y en consecuencia asignar prioridades en los estudios e investigaciones posteriores. Estos estudios y trabajos de investigación se pueden orientar a la cuantificación de algunos procesos o parámetros relevantes (por ejemplo, el coeficiente de distribución sólido-líquido, K_d , en algunos de los medios físicos del emplazamiento).

En función del conocimiento del sistema y de sus componentes, podría no ser necesario el tratamiento estadístico y bastaría con la realización de estimaciones conservadoras.

3.6 Análisis e interpretación de los resultados

Los resultados de la estimación del impacto radiológico de la instalación para los diferentes escenarios junto con los de los análisis de incertidumbre y sensibilidad deberán ser comparados, analizados e interpretados frente a los criterios reguladores teniendo en cuenta el contexto de la evaluación.

Además de los criterios establecidos como riesgo o dosis radiológicas, la demostración del comportamiento de las barreras de ingeniería o de la barrera geológica puede apoyarse en el análisis de las concentraciones de actividad de los radionucleidos o de los flujos de radionucleidos entre los diversos componentes físicos. A largo plazo, además, puede ser interesante la comparación de las concentraciones de actividad estimadas con los valores del fondo radiactivo natural.

Los resultados obtenidos son indicadores de la seguridad bajo las condiciones posibles evaluadas y en consecuencia, la presentación y documentación del estudio en su conjunto deberá ser clara y estructurada. El desarrollo y documentación de la evaluación es un mecanismo de comunicación de los resultados, los argumentos y los estudios que soportan dicha evaluación. En consecuencia, la aplicación de procedimientos de garantía de calidad es un elemento básico, especialmente si se fundamentan en estándares/guías y recomendaciones internacionales. Su utilización mejora la confianza en la evaluación y en los resultados de la misma.

4 Referencias bibliográficas

1. NEA/OCDE (2004). *Post-closure safety case for geological repositories. Nature and purpose*. ISBN 92-64-02075-6.
2. OIEA (2011). *Disposal of radioactive waste*. Safety Series Requirement SSR-5.
3. OIEA(2009). *Classification of radioactive waste*. Colección de normas de seguridad del OIEA num. GSG-1.
4. OIEA (2008). *The safety case and safety assessment for radioactive waste disposal*. Draft Safety Guide DS-355.
5. OIEA (2004a). *Safety assessment methodologies for near surface disposal facilities (ISAM)*. Volume 1. OIEA, Vienna, 2004. ISBN 92-0-104004-0.
6. OIEA (2004b). *Safety assessment methodologies for near surface disposal facilities (ISAM)*. Volume 2. OIEA, Vienna, 2004. ISBN 92-0-104004-0.
7. OIEA, (2003). *“Reference Biospheres” for solid radioactive waste disposal*. Report of BIOMASS Theme 1 of the Biosphere Modelling and Assessment (BIOMASS) programme. ISBN 92-0-106303-2.
8. OIEA (2004). *Evaluación de la seguridad para la disposición final de desechos radiactivos cerca de la superficie*. Guía de seguridad. No. WS-G-1.1. Vienna, 2004. ISBN. 92-0-302604-5.
9. OIEA (1999). *Near surface disposal of radioactive waste*. Safety Requirement No. WS-R-1. Vienna, 1999. ISBN 92-0-101099-0.
10. OIEA (1996). *Principios para la gestión de desechos radiactivos*. Colección de seguridad núm. 111-F. ISBN 92-0-304895-2.
11. OIEA (1994). *Siting of near surface disposal facilities*. Safety Series No. 111-G-3.1. Vienna, 1994.
12. ICRP (1997). “Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste”. *Publication 77*.
13. ICRP (2007a). “Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”. *Publication 103*.
14. ICRP (2007). “Assessing dose of the representative person for the purpose of radiation protection of the public and the optimization of radiological protection: broadening the process”. *Publication 101*.

15. ICRP (2000). “Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Radioactive Waste”; *Publication 81*.
16. *Règle Fondamentale de Sûreté (Basic Safety Rule) RFS I-2* (1984). Safety objectives and basis for conception of a surface repository.
17. *Règle Fondamentale de Sûreté (Basic Safety Rule) RFS III-2.E* (1995). Safety objectives for the conditioning of radioactive wastes.

Anexo I Ejemplos de descripciones de escenarios

Escenario de evolución normal

Finalizado el control institucional, el emplazamiento puede ser utilizado sin restricciones. En este periodo se asume que las celdas de ingeniería se encontrarán degradadas y la cobertura de múltiples capas permitirá el paso del agua de infiltración a través de fisuras. De esta forma, los residuos almacenados se verán expuestos al agua, que origina reacciones de corrosión y degradación de las barreras de hormigón. Una vez saturado el campo cercano, tiene lugar la migración y movilización de los radionucleidos hacia el campo lejano en el flujo de agua subterránea. Esta agua puede ser utilizada para bebida y riego de cultivos.

Escenario de fallo de la cobertura

Este escenario asume que la cobertura de múltiples capas pierde su efectividad en algún momento después del cierre de la instalación, ya sea inmediatamente después del cierre, durante el control institucional o después de este periodo. La pérdida de efectividad se traduce en un incremento en el flujo de agua de infiltración. En los dos primeros casos, cuando el fallo ocurre antes de finalizar el periodo de control institucional, pueden asumirse tareas de reparación de la cobertura.

Escenarios de intrusión humana

Finalizado el control institucional, se pueden considerar inicialmente dos categorías de escenarios de intrusión humana:

- Intrusión reducida: representativa de una perturbación que puede ser causada por la excavación de perforaciones durante actividades de investigación en el emplazamiento.
- Intrusión más extensa: representativa de excavaciones de mayor escala asociadas a proyectos de construcción mayores o, posiblemente, a investigaciones arqueológicas en el emplazamiento.

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. 1, 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), (40 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, 2013 (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.

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.

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.

7.7 Control radiológico del agua de bebida.

Anulada⁽⁴⁾.

7.9 Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares.

CSN, 2006 (36 págs.) Referencia: GSG-07.09.

7.10 Plan de Emergencia Interior en instalaciones radiactivas.

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

8. Protección física

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

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

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

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

9. Gestión de residuos

9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.

CSN, 1991 (16 págs.) Referencia: GSG-09.01.

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

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

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

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

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

CSN, 2013 (32 págs.) Referencia GSG-09.04.

10. Varios

10.1 Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares.

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

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

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

10.3 Auditorías de garantía de calidad.

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

10.4 Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares.

CSN, 1987 (8 págs.) Referencia: GSG-10.04.

10.5 Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares.

CSN, 1987 (Rev. 1, 1999), (24 págs.) Referencia: GSG-10.05.

10.6 Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.

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

⁴ Anulada por decisión del pleno del CSN.

- 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 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 9.4

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

Colección Guías de
Seguridad del CSN

GS.9.4-2013