

TERCER EJERCICIO

GRUPO B. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

TEMA 20: Protección radiológica del público en circunstancias normales

ÍNDICE

1	RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS.....	2
2	INTRODUCCIÓN.....	5
2.1	Protección radiológica de los miembros del público en circunstancias normales.....	6
2.1.1	Controles aplicados en el almacenamiento, tratamiento y evacuación de efluentes radiactivos y residuos radiactivos sólidos	8
2.1.2	Estimación de las dosis recibidas por los miembros del público.....	9
2.1.3	Archivo de documentación e información a los miembros del público	10
2.2	Papel del CSN en la protección del público	10
3	VIGILANCIA Y CONTROL DE EFLUENTES RADIATIVOS.....	13
3.1	Tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos.....	13
3.2	Implementación práctica de la limitación: restricción operacional de dosis y límites instantáneos...	14
3.3	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE)	16
3.3.1	Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER).....	17
3.3.1.1	Instrumentación de vigilancia de la radiación debida a efluentes	18
3.3.1.2	Programa de muestreo y análisis.....	19
3.3.2	Cálculo de los puntos de tarado de la instrumentación de vigilancia de efluentes.....	19
3.3.3	Cálculo de dosis debida a efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.....	20
3.3.3.1	Cumplimiento con los límites de dosis	22
3.3.4	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).....	23
4	VIGILANCIA Y CONTROL DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS	25
5	VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL	26
6	BIBLIOGRAFÍA	27

1 RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS

La protección radiológica tiene por objetivo proteger a las personas y el medio ambiente de los posibles efectos nocivos de las radiaciones ionizantes presentes en nuestro entorno. El control de todas las situaciones de exposición a las radiaciones ionizantes se fundamenta en un Sistema de Protección Radiológica establecido por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por sus siglas en inglés), y que se basa en los principios de justificación, optimización y limitación.

Los principios de justificación y optimización se aplican a todas las situaciones de exposición con el objetivo de asegurar que el beneficio producido por las aplicaciones de las radiaciones ionizantes sea mayor que el detrimento en la salud que éstas podrían provocar, y, además, que el nivel de protección sea el más adecuado posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (principio ALARA: *As Low As Reasonably Achievable*). El principio de limitación, sin embargo, únicamente se aplica a situaciones de exposición planificada, introduciendo límites de dosis reforzados con restricciones de dosis y niveles de referencia para proteger a trabajadores y miembros del público de todas las posibles fuentes de exposición reguladas a las que estén sometidos.

La radiactividad en el medio ambiente tiene su origen fundamentalmente en la propia naturaleza (radiación natural), aunque en las últimas décadas se ha visto incrementada por el desarrollo de las aplicaciones de las radiaciones ionizantes, fundamentalmente por la operación y desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, los residuos sólidos generados en dichas instalaciones y su transporte, así como también las pruebas nucleares realizadas en el pasado y algunos accidentes ocurridos en instalaciones.

La protección de los miembros del público se realiza mediante el establecimiento de medidas y controles necesarios para que las prácticas se lleven a cabo de acuerdo con los tres principios anteriormente mencionados. Para garantizar el cumplimiento de estos límites se lleva a cabo en las instalaciones nucleares y radiactivas causantes de las emisiones tanto un programa de control y vigilancia sobre la fuente (efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, y residuos radiactivos sólidos) como un programa de vigilancia radiológica del medio ambiente en el entorno de estas instalaciones. Estos programas vendrán condicionados, además de por las características de las emisiones al exterior, por las características de los medios receptores que, a su vez, condicionan el comportamiento que presentan los radionucleidos emitidos en el medio ambiente, sus mecanismos de migración y las vías de transferencia hasta el hombre.

Este tema se inicia con una descripción de la normativa aplicable a la protección radiológica del público en circunstancias normales. Posteriormente se identifican y describen las herramientas que se utilizan, tanto a nivel regulador como práctico, para asegurar la protección radiológica del público frente a los riesgos derivados de la operación normal de las instalaciones nucleares y radiactivas. Se incluye, además, un apartado con referencias bibliográficas relacionadas con este tema de oposición.

Marco normativo:

- Real Decreto 1029/2022, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- Real Decreto 1836/1999, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.
- Directiva 2013/59/EURATOM.
- Ley 15/1980, Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
- Artículos 35 y 36 del Tratado EURATOM.

Este tema se relaciona con los siguientes temas de la oposición:

PRIMER EJERCICIO.

GRUPO A.2. DERECHO NUCLEAR

TEMA 12. Directivas de la Unión Europea en materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y su transposición al ordenamiento nacional.

TEMA 14. La Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Régimen de autorizaciones de estas instalaciones: Instrucciones Técnicas Complementarias. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes. Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear. El Plan Básico de Emergencia Nuclear. Directriz básica de protección civil ante el riesgo radiológico. La protección física de las instalaciones, los materiales nucleares y las fuentes radiactivas.

TERCER EJERCICIO.

GRUPO B. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

TEMA 4. El sistema de protección radiológica. Principios de justificación, optimización y limitación de dosis. Situaciones de exposición.

TEMA 14. Definición, clasificación y gestión de los residuos radiactivos sólidos. Gestión de los residuos radiactivos producidos en las instalaciones nucleares. Gestión de residuos radiactivos producidos en instalaciones radiactivas médicas, industriales y de investigación. Acondicionamiento y almacenamiento.

TEMA 17. Seguridad y protección radiológica en las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.

TEMA 18. Efluentes radiactivos en instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible. Sistemas de tratamiento. Limitación, vigilancia y control. Efluentes radiactivos en instalaciones radiactivas. Sistemas de tratamiento. Limitación, vigilancia y control.

TEMA 19. Comportamiento de los radionucleidos en el medio ambiente. Vigilancia radiológica ambiental.

TEMA 21. Redes nacionales de vigilancia radiológica ambiental.

TEMA 25. Análisis de consecuencias radiológicas de accidentes en centrales nucleares de agua ligera.

2 INTRODUCCIÓN

La protección radiológica tiene por objetivo proteger a las personas y el medio ambiente de los posibles efectos nocivos de las radiaciones ionizantes presentes en nuestro entorno. El control de todas las situaciones de exposición a las radiaciones ionizantes se fundamenta en un sistema de protección radiológica basado en los principios básicos de justificación, optimización y limitación, establecidos por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por sus siglas en inglés), que en la normativa española están recogidos en el Título II del Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el **Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes (RPSI)**:

a) **Justificación**: las decisiones que introduzcan una práctica deberán justificarse mediante un análisis que asegure que el beneficio individual o social que resulte de la práctica compense el detrimento de la salud que ésta pueda causar. Las decisiones que introduzcan o alteren una vía de exposición para situaciones de exposición existentes y de emergencia deberán justificarse demostrando que la nueva situación es más beneficiosa que perjudicial.

b) **Optimización**: la protección radiológica de las personas sometidas a exposición ocupacional o como miembros del público se optimizará con el objetivo de mantener la magnitud de las dosis individuales, la probabilidad de exposición y el número de personas expuestas lo más bajos que sea razonablemente posible teniendo en cuenta el estado actual de los conocimientos técnicos y factores económicos y sociales (principio ALARA: *As Low As Reasonably Achievable*). Este principio se aplicará no solo en cuanto a la dosis efectiva sino también, cuando proceda, en cuanto a las dosis equivalentes, como medida de precaución para tener en cuenta las incertidumbres en lo que se refiere a la existencia de perjuicios para la salud por debajo del umbral en que se producen reacciones tisulares.

En cumplimiento del principio de optimización de la protección radiológica, cuando resulte procedente, se podrán aplicar restricciones de dosis, en términos de dosis efectiva o equivalente individual por año oficial, que serán supervisadas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

c) **Limitación de dosis**: en situaciones de exposición planificada la suma de las dosis recibidas por cualquier persona no superará los límites de dosis establecidos, tanto para la exposición ocupacional como para la de los miembros del público. Los límites de dosis se aplican a la suma de las dosis procedentes de las exposiciones externas en el período especificado y las dosis comprometidas a 50 años (hasta 70 años en el caso de niños) a causa de las incorporaciones producidas en el mismo período. En su cómputo no se incluirá la dosis debida al fondo radiactivo natural salvo en las actividades consideradas en el artículo 75 del propio Reglamento, ni la exposición sufrida como consecuencia de exámenes y tratamientos médicos.

Los límites de dosis para los miembros del público se establecen en el artículo 15 del RPSI:

- 1) El límite de dosis efectiva para los miembros del público será de 1 mSv por año oficial.
- 2) Sin perjuicio de lo dispuesto en el apartado 1:
 - a) El límite de dosis equivalente para el cristalino será de 15 mSv por año oficial.
 - b) El límite de dosis equivalente para la piel será de 50 mSv por año oficial. Dicho límite se aplicará a la dosis promediada sobre cualquier superficie cutánea de 1 cm², con independencia de la superficie expuesta.

Los principios de justificación y optimización se aplican a todas las situaciones de exposición con el objetivo de asegurar que el beneficio producido por dichas aplicaciones de las radiaciones ionizantes sea mayor que el detrimento en la salud que éstas podrían provocar, y, además, que el nivel de protección sea el más adecuado posible. El principio de limitación, sin embargo, únicamente se aplica a situaciones de exposición planificada, introduciendo límites de dosis reforzados con restricciones de dosis y niveles de referencia para proteger a trabajadores y miembros del público de todas las posibles fuentes de exposición reguladas a las que estén sometidos.

Para garantizar el cumplimiento de los límites de dosis se lleva a cabo en las instalaciones nucleares y radiactivas causantes de las emisiones tanto un programa de control y vigilancia sobre la fuente (efluentes radiactivos líquidos y gaseosos y residuos radiactivos sólidos) como un programa de vigilancia radiológica del medio ambiente en el entorno de estas instalaciones. Para llevar a cabo un seguimiento continuo de la exposición de la población en situaciones de exposición existente y de emergencia se lleva a cabo un programa formado por una serie de redes de vigilancia que permiten conocer la calidad radiológica en el medio ambiente del todo el territorio nacional.

Estos programas vendrán condicionados, además de por las características de las emisiones al exterior, por las características de los medios receptores que, a su vez, condicionan el comportamiento que presentan los radionucleidos emitidos en el medio ambiente, sus mecanismos de migración y las vías de transferencia hasta el hombre.

2.1 Protección radiológica de los miembros del público en circunstancias normales

Tal y como establece el RPSI, la protección de los miembros del público se realiza mediante el establecimiento de medidas y controles necesarios para que las prácticas se lleven a cabo de acuerdo con los principios básicos de justificación, optimización y limitación antes descritos, y con los siguientes principios generales:

- 1) La protección de los miembros del público en condiciones normales se basará en los siguientes aspectos:

a) La contribución de las prácticas a la exposición de los miembros del público deberá mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (principio ALARA).

b) El titular de la práctica realizará los estudios adecuados a cada caso conducentes a confirmar que el riesgo de exposición a que pudieran estar sometidos los miembros del público como consecuencia de sus actividades no es significativo desde el punto de vista de la protección radiológica, teniendo en cuenta sus efectos a largo plazo.

c) Las prácticas deberán ser proyectadas y ejecutadas convenientemente a fin de evitar o reducir hasta el mínimo razonablemente posible la evacuación al medio ambiente de efluentes radiactivos y la generación de residuos radiactivos sólidos, a lo largo de todo el ciclo de vida de la instalación, así como las posibles dosis producidas por exposición a la radiación externa.

d) Sobre la base de los estudios mencionados en el apartado b), en la correspondiente autorización administrativa se especificará si debe disponerse de un sistema específico de vigilancia para evaluar y controlar, durante el ejercicio de la actividad, las dosis que pudieran ser recibidas por los miembros del público.

- 2) La vigilancia se basará fundamentalmente en las dosis que pudieran ser recibidas por los miembros del público, incluyendo la protección de la salud a largo plazo y, cuando esté justificado por el riesgo asociado, en la realización de un programa de vigilancia radiológica ambiental adecuado a dicho riesgo y a los medios potencialmente impactados.

La protección radiológica del público debe considerar el impacto radiológico a la población debido a:

- Los radionucleidos utilizados en las instalaciones radiactivas médicas, industriales, centros de investigación, etc.
- Los efluentes líquidos y gaseosos emitidos al medio ambiente en las instalaciones nucleares y radiactivas.
- Los residuos sólidos generados en dichas instalaciones.
- El transporte de los residuos generados desde las propias instalaciones al centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril.
- Las actividades de desmantelamiento de instalaciones y restauración de los terrenos.
- Las actividades llevadas a cabo para la liberación de terrenos contaminados debido a prácticas no reguladas realizadas en el pasado.

Además, el diseño de las instalaciones nucleares y radiactivas deberá adaptarse a la normativa nacional e internacional requerida por el CSN, e incorporará estructuras, sistemas y componentes que incidan en la protección del público.

Finalmente, la protección del público deberá también considerar no sólo las condiciones normales de operación de las instalaciones, si no también los posibles accidentes que podrían ocurrir con mayor o menor probabilidad, según el análisis previo que se realice. En el Tema 25 de la Parte B. Protección Radiológica del Tercer ejercicio de oposición se analizan las consecuencias radiológicas de accidentes ocurridos en centrales nucleares de agua ligera.

El titular de la práctica será responsable de que todas las operaciones se lleven a cabo de acuerdo con lo establecido en los principios básicos de protección radiológica y en los principios generales antes mencionados y, en particular, de realizar las siguientes tareas dentro de sus instalaciones:

- a) Consecución y mantenimiento de un nivel de protección óptimo del medio ambiente y de los miembros del público.
- b) Comprobación de la eficacia y buen mantenimiento de los dispositivos técnicos de protección de los miembros del público.
- c) Puesta en servicio de los equipos y procedimientos de medida necesarios para la protección radiológica de los miembros del público y, en su caso, evaluación de la exposición y de la contaminación radiactiva del medio ambiente y de los miembros del público.
- d) Calibración, verificación y comprobación periódica del buen estado y funcionamiento de los instrumentos de medida.

La ejecución de estas tareas se llevará a cabo de acuerdo con procedimientos establecidos y con el asesoramiento y la supervisión del Servicio o Unidad Técnica de Protección Radiológica o, en su defecto, del Supervisor o persona a la que se le encomienden las funciones de protección radiológica en la instalación.

2.1.1 Controles aplicados en el almacenamiento, tratamiento y evacuación de efluentes radiactivos y residuos radiactivos sólidos

Las prácticas que puedan dar lugar a efluentes y a residuos radiactivos sólidos que supongan un riesgo radiológico significativo deberán estar equipadas con los necesarios sistemas independientes y específicos de almacenamiento, tratamiento y, en su caso, evacuación, cuyo funcionamiento será objeto de revisiones adecuadas para evitar evacuaciones incontroladas o no previstas.

En lo que se refiere a la evacuación de efluentes radiactivos y residuos radiactivos sólidos, el propio Reglamento establece que toda evacuación de efluentes radiactivos y residuos

radiactivos sólidos al medio ambiente requerirá autorización expresa, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear. La competencia para la emisión de dicha autorización corresponderá a la Dirección General de Planificación y Coordinación Energética (DGPCE), para aquellas instalaciones cuya autorización es competencia del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico; o a las Comunidades Autónomas, para aquellas instalaciones cuya autorización sea de su competencia.

La evacuación de efluentes radiactivos y residuos radiactivos sólidos se ajustará a los límites y condiciones establecidas en la citada autorización. Con este fin, el solicitante de la autorización adjuntará los estudios adecuados en cada caso, relativos al vertido de efluentes radiactivos al medio ambiente y a la capacidad de recepción de contaminantes radiactivos del medio receptor en función de sus características, teniendo en cuenta las condiciones demográficas, meteorológicas, geológicas, hidrológicas y ecológicas pertinentes.

Los niveles de actividad para la emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente deberán ser tales que las concentraciones de actividad de los radionucleidos en ellos contenidos y las dosis susceptibles de ser recibidas por los miembros del público sean las más bajas razonablemente posibles, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.

Dichos niveles serán siempre inferiores a los límites de dosis especificados anteriormente y, en su caso, a las restricciones establecidas por el CSN.

2.1.2 Estimación de las dosis recibidas por los miembros del público

El titular de cada práctica autorizada realizará una estimación de las dosis recibidas por los miembros del público que dependerá del riesgo radiológico derivado de la práctica y de las circunstancias operativas que puedan incidir en variaciones significativas en el impacto al público.

El CSN determinará las prácticas para las que se deba proceder a una evaluación periódica de las dosis recibidas por los miembros del público y aquellas para las que sea suficiente con una evaluación previa.

En el caso de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, dicha estimación se realizará al menos **anualmente** considerando:

- a) La información disponible para identificar a la persona representativa de los miembros del público teniendo en cuenta las vías efectivas de transmisión de las sustancias radiactivas, que, a su vez, estarán en función de las características del medio receptor.
- b) La evaluación de las exposiciones externas, indicando, según los casos, el tipo y la calidad de la radiación de que se trate.

c) La evaluación de la incorporación de radionucleidos, indicando la naturaleza y los estados físico-químicos de los mismos, así como la determinación de las concentraciones de actividad de dichos radionucleidos en los alimentos y en el agua potable u otros componentes del medio ambiente.

Para la estimación de las dosis efectivas y equivalentes se utilizarán los siguientes valores, relaciones y directrices:

- a) Para la radiación externa, deberá aplicarse lo establecido en el anexo I del Reglamento RPSI para estimar las dosis efectivas y equivalentes pertinentes.
- b) Para la exposición interna procedente de un radionucleido o de una mezcla de radionucleidos, deberá aplicarse lo establecido en los anexos I y III, con objeto de estimar las dosis efectivas comprometidas.

Además, tal y como indica el propio RPSI, el CSN podrá autorizar el uso de métodos equivalentes en casos específicos.

Finalmente, el titular de cada práctica remitirá los resultados de las estimaciones de dosis al CSN.

2.1.3 Archivo de documentación e información a los miembros del público

El titular de la práctica deberá archivar los documentos relativos a la medida de la exposición externa y a las estimaciones de la incorporación de radionucleidos y de la contaminación radiactiva, así como los resultados de la evaluación de las dosis recibidas por los miembros del público durante toda la vida de la instalación.

El CSN pondrá los resultados de las estimaciones de dosis a disposición de los interesados.

2.2 Papel del CSN en la protección del público

El Consejo de Seguridad Nuclear es el organismo responsable de supervisar las medidas de protección radiológica del público y del medio ambiente aplicadas por los titulares de las instalaciones, y de efectuar el adecuado control y vigilancia de:

- La evacuación de efluentes radiactivos y residuos radiactivos sólidos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- La incidencia particular o acumulativa en la zona de influencia de la instalación.
- El impacto radiológico ambiental.

La protección del público se asegura mediante la realización de las evaluaciones de la documentación presentada en el marco de la renovación de las autorizaciones o incorporación de modificaciones de diseño, de la supervisión y control de la información periódica remitida por los titulares, y a través de las inspecciones a las instalaciones.

Los datos de efluentes se recopilan en el CSN en la base de datos ELGA (Efluentes Líquidos y Gaseosos). El CSN evalúa estos datos, verificando el cumplimiento de los límites y condiciones establecidos y evalúa las tendencias de los vertidos a fin de detectar incidencias operacionales y comprobar el funcionamiento de los sistemas de tratamiento. Después remite los resultados a la Comisión de la Unión Europea. Para ello, en 2008 se requirió a las centrales nucleares a través de una Instrucción Técnica que la información sobre dichos vertidos se remita, de forma normalizada, según la Recomendación de la Comisión, 2204/2/EURATOM de 18 de diciembre de 2003.

Los datos procedentes de la vigilancia radiológica ambiental se recopilan en la base de datos KEEPER del CSN, quien, igualmente, lleva a cabo una evaluación de dichos datos y la verificación del cumplimiento de los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Las inspecciones que realiza el CSN a las instalaciones pueden ser:

- Periódicas, dentro del Plan Base de Inspección (PBI) del CSN.
- Reactivas, cuando se realizan como resultado de alguna circunstancia específica (no necesariamente un incidente), como por ejemplo una modificación de diseño relevante, o desviaciones o hallazgos que lleven asociados actuaciones. Las inspecciones reactivas se pueden desarrollar con la participación de varias de las áreas técnicas del CSN (inspecciones multidisciplinares) cuando el suceso, modificación de diseño, etc. afecta a varios temas que son competencia de distintas áreas.

Para realizar las inspecciones relacionadas con el impacto al público se aplican procedimientos internos que detallan el contenido de dichas inspecciones.

El Real Decreto 1836/1999 por el que se aprueba el **Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR)** establece la obligatoriedad que tiene el titular de la autorización a presentar en la DGPCE y en el CSN los siguientes informes:

Instalaciones nucleares

- a) Un informe mensual, presentado dentro de los primeros 15 días del mes siguiente, describiendo el funcionamiento de la instalación y las actividades más destacables.

Este informe incluirá, en relación con este tema, la actividad emitida de cada uno de los radionucleidos por las distintas vías, la dosis estimada efectiva y equivalente en piel mensual para el grupo de edad del individuo crítico, los puntos de tarado y lecturas máximas de los monitores de área y de proceso de la instalación, el resumen de actividades del PVRA realizadas durante el año incluyendo el grado de cumplimiento del programa previsto, las incidencias surgidas en el programa de muestreo y análisis, y los resultados obtenidos en los análisis realizados en los diferentes tipos de muestras, así como información relativa a los residuos radiactivos almacenados en la instalación, entre otros.

b) Informes sobre cualquier suceso que suponga una alteración en el funcionamiento normal de la instalación o que pueda afectar a la seguridad nuclear o la protección radiológica.

c) Informes anuales, presentados dentro del primer trimestre de cada año natural.

Estos informes incluirán, en relación con el presente tema, las dosis anuales (dosis efectiva y dosis equivalente a la piel) debidas a los efluentes líquidos, gaseosos y la suma de ambos, estimadas para cada uno de los grupos de edad considerados y según criterios realistas, así como los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental, entre otros.

Adicionalmente, en el cuarto trimestre de cada año natural se enviará un informe que incluya el programa y calendario de detalle previsto para la campaña de vigilancia radiológica ambiental del año siguiente, conteniendo los puntos de muestreo considerados, los tipos de muestras a recoger en cada uno de ellos y los análisis a realizar en cada muestra, así como las fechas previstas. Si hubiera existido durante el año alguna revisión de los procedimientos de muestreo, se enviará una copia de los mismos.

d) Cuando se trate de centrales nucleares, y antes de cada parada de recarga o mantenimiento, se remitirá un informe con la previsión de actividades a realizar durante la misma. Asimismo, con anterioridad al arranque posterior a la recarga, se enviará un informe que cubra el siguiente ciclo de operación.

Instalaciones radiactivas

a) Un informe anual, presentado dentro del primer trimestre de cada año natural, que debe contener un resumen del diario de operaciones y controles dosimétricos del personal.

b) Informes sobre cualquier anomalía que pueda afectar a la seguridad o la protección radiológica, así como sobre la ocurrencia de accidentes.

c) Para las instalaciones radiactivas de primera categoría del ciclo del combustible nuclear, el informe anual citado en el párrafo a) tendrá carácter trimestral. Estas instalaciones presentarán, además, informes anuales dentro del primer trimestre de cada año, relativos a los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental y a la adecuación a los nuevos requisitos de la legislación española o normativa internacional que les sea aplicable.

A través del condicionado que acompaña a las correspondientes autorizaciones, se requiere al titular la documentación que debe presentar ante el CSN durante el período de vigencia del permiso, bien por medio de los documentos oficiales de explotación y sus revisiones, bien a través de los informes periódicos y no periódicos sobre la explotación de la central. Además se indica expresamente que este Organismo podrá requerir al titular de

la instalación la documentación o acciones que considere pertinentes para el mejor cumplimiento y verificación de las condiciones de seguridad de la instalación y de protección radiológica.

En ese sentido, la Guía de Seguridad 1.7 establece la información mínima a remitir al CSN por los titulares en relación con la explotación de las centrales nucleares. Como ya se ha puesto de manifiesto, los titulares de las instalaciones nucleares han de remitir periódicamente al CSN los datos relativos a los efluentes radiactivos, los residuos radiactivos almacenados en la instalación y la vigilancia radiológica ambiental realizada, entre otros.

3 VIGILANCIA Y CONTROL DE EFLUENTES RADIATIVOS

La operación de las instalaciones nucleares, así como la de las instalaciones radiactivas que manejan fuentes no encapsuladas, conlleva la generación de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos que se liberan al medio ambiente de forma controlada. Dado que estas descargas de material radiactivo pueden tener un impacto en la población y en el medio ambiente, surge la necesidad de establecer un sistema de limitación, vigilancia y control de las mismas.

3.1 Tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos

Antes de su vertido al medio ambiente, los efluentes radiactivos se someten a diversos procesos de tratamiento, vigilancia y control para minimizar su impacto en los miembros del público y garantizar el cumplimiento de los límites autorizados. Adicionalmente, se realiza un programa de muestreo y análisis de los efluentes descargados por las distintas vías de vertido para cuantificar la actividad emitida al medio ambiente. Estos procesos pueden variar en función del tipo de instalación desde la que se liberan los efluentes y de las características particulares de cada una de ellas.

La descripción detallada de los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos se presenta en el Tema 18 de la Parte B. Protección Radiológica del Tercer ejercicio de oposición.

El control de los vertidos de efluentes que realizan las instalaciones se complementa con la actuación del CSN, que verifica el cumplimiento de los límites y condiciones establecidos y realiza un seguimiento de las tendencias de los vertidos a fin de detectar incidencias operacionales y comprobar el adecuado funcionamiento de los sistemas de tratamiento. Este control se completa con las inspecciones sobre los efluentes radiactivos que realiza periódicamente a las instalaciones.

3.2 Implementación práctica de la limitación: restricción operacional de dosis y límites instantáneos

Con objeto de tomar en consideración las posibles dosis recibidas por el público por otras vías diferentes a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la propia instalación, se establece una **restricción operacional de dosis**, que será una fracción de los límites de dosis para los miembros del público.

Centrales nucleares

En las centrales nucleares se considera que los miembros del público están suficientemente protegidos si la dosis efectiva que puede recibir un individuo que vive en el entorno de la instalación se restringe en torno a un 10% de los límites de dosis establecidos en el RPSI; es decir, que sea inferior a 0,1 mSv en 12 meses consecutivos para la dosis efectiva total (exposición externa y exposición interna). En el caso de las centrales nucleares con varias unidades, este criterio se aplica a cada una de las unidades existentes dentro del emplazamiento.

En dichas instalaciones, debido al distinto comportamiento de los efluentes líquidos y gaseosos en el medio ambiente, el valor de la **restricción operacional de dosis** se distribuye entre ambos tipos de efluentes, siendo el criterio habitualmente aplicado por el titular de la instalación un reparto del 20% de la dosis para los efluentes líquidos y un 80% para los gases, aunque en función de las circunstancias operativas de las instalaciones este reparto puede variar. A partir de una fracción de estos valores se fijan los requisitos de operabilidad de los sistemas de tratamiento de efluentes líquidos y gaseosos. Estas condiciones se incluyen dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) de la planta.

Además, se definen también unos **límites instantáneos** en términos de concentración de actividad (Bq/m^3) para los efluentes líquidos, y de tasa de actividad (Bq/s) para los efluentes gaseosos a partir de los que se calculan los puntos de tarado de la instrumentación de vigilancia de la radiación, que proporcionan un margen suficiente para garantizar que el límite anual de dosis no se verá comprometido, a la vez que conceden una flexibilidad operativa a la instalación. Dichos límites instantáneos se corresponden con los valores derivados para una dosis efectiva de 5 mSv/a y una dosis equivalente a la piel de 50 mSv/a, y se reparten entre las distintas vías de vertido en función de su contribución a la actividad total descargada de efluentes líquidos o de efluentes gaseosos.

Instalaciones nucleares o instalaciones radiactivas del ciclo

En el caso de otras instalaciones nucleares (fábrica de elementos combustibles de Juzbado y centro de almacenamiento de residuos de El Cabril) o radiactivas del ciclo el sistema de limitación es similar. En el caso de El Cabril el límite de dosis fijado en sus especificaciones de funcionamiento ya es lo suficientemente bajo ($1\text{E-}02$ mSv/a) como

para asegurar el cumplimiento de los límites de dosis establecidos en el RPSI considerando las posibles dosis recibidas por el público por otras vías diferentes a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la propia instalación, por lo que no se ha fijado en sus documentos oficiales una restricción de dosis adicional.

Instalaciones radiactivas

Por su parte, en las instalaciones radiactivas se han fijado unos límites de vertido más adecuados a las características específicas de este tipo de instalaciones, de forma que se simplifique el sistema de vigilancia y control necesario para garantizar su cumplimiento. En este sentido, la Instrucción IS-28 del CSN, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, especifica que las descargas controladas de efluentes radiactivos líquidos al sistema de alcantarillado público deberán cumplir los siguientes requisitos:

- El material liberado estará en forma soluble en agua, o se tratará de material biológico fácilmente dispersable.
- La concentración de actividad en el punto final de vertido a la red general de alcantarillado no superará, en cada descarga, los niveles de concentración obtenidos al dividir los límites de incorporación por ingestión para el grupo de edad «mayor que 17 años», entre la tasa de ingestión anual de agua para el individuo adulto (600 L).
- Si se descarga más de un radionucleido, la suma de las fracciones obtenidas al dividir el valor de concentración de cada radionucleido por el correspondiente nivel de concentración no superará la unidad.
- La actividad total de material radiactivo vertido al alcantarillado público en un año no superará 10 GBq de tritio, 1 GBq de carbono-14, y la suma de las actividades de los restantes radionucleidos será inferior a 1 GBq.

En estas instalaciones los límites de vertido se recogen en las especificaciones, las cuales estarán en función del tipo de instalación, y se incluyen en las respectivas autorizaciones. Así, por ejemplo, en las instalaciones radiactivas de medicina nuclear la evacuación de los residuos radiactivos líquidos debe efectuarse de tal forma que la concentración de actividad en el punto final de vertido a la red general de alcantarillado no haga que se supere la centésima parte de los **Límites de Incorporación Anual (LIA)** por ingestión legalmente establecidos para los miembros del público, considerando como vía de incorporación el agua de bebida. En el caso de que los vertidos contengan más de un radioisótopo, se deberán tener en cuenta la concentración de cada uno de ellos y su **Concentración Derivada en Agua (CDA)** de forma que no se supere el valor indicado anteriormente.

Los límites de vertido para efluentes gaseosos no se tienen en cuenta debido a que representan un riesgo pequeño en este tipo de instalaciones. Los límites de vertido para

efluentes líquidos se definen en términos de concentración. La aplicación de la centésima parte del LIA introduce un factor de conservadurismo para compensar la posible influencia de otras instalaciones existentes en la zona de influencia del vertido, y previene la descarga de valores elevados de actividad ya que no se imponen restricciones al volumen de vertido.

La aplicación del principio ALARA en estas instalaciones exigiría realizar estudios coste-beneficio complejos, por lo que la práctica habitual para establecer los límites de vertido es fijar una fracción del límite de dosis al público, que tiene en cuenta la necesidad de considerar la posible exposición a otras fuentes de radiación.

Los límites de vertido se establecerán en base a un criterio de dosis de 0,1 mSv/año, que será de aplicación exclusivamente a la exposición debida a los vertidos líquidos ya que en las instalaciones radiactivas los vertidos por vía gaseosa, si existen, no son significativos.

3.3 Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE)

A las instalaciones nucleares, tanto en operación como en fase de parada y desmantelamiento, se les requiere el establecimiento de un programa para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público debidas a éstos tan bajas como sea posible y siempre inferiores a los límites legales establecidos en el RPSI, así como un programa de vigilancia radiológica ambiental para realizar un seguimiento de la dispersión en el medio ambiente de dichos efluentes líquidos y gaseosos.

El Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) es un documento oficial de explotación cuyo contenido, en el caso de las centrales nucleares, se establece en la sección “Normas Administrativas” de las ETF de las centrales nucleares. El MCDE recoge los requisitos de vigilancia y control de los efluentes radiactivos y del programa de vigilancia radiológica ambiental de la instalación.

Tal y como recomienda la Guía de Seguridad 7.9 del CSN, el MCDE de las centrales nucleares contiene lo siguiente:

- La metodología y parámetros utilizados en el cálculo de dosis al exterior debido a los efluentes líquidos y gaseosos, y en el cálculo de los puntos de tarado alarma/disparo de los monitores de efluentes.
- El Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER), con un resumen de las vías de vertido y estructura de descarga de la instalación, así como un listado de los procedimientos utilizados por la planta en relación con el control de vertidos radiactivos.
- El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), así como la metodología y parámetros utilizados en su ejecución, y una relación de los procedimientos utilizados por la planta en relación con este programa de vigilancia.

En las otras instalaciones nucleares como El Cabril y Juzbado, el MCDE contiene la metodología de cálculo de los puntos de tarado y de las dosis, mientras que los límites y condiciones aplicables a los efluentes, el programa de muestreo y análisis de los efluentes y los requisitos de operabilidad y pruebas de la instrumentación de vigilancia se desarrollan en las especificaciones.

En las instalaciones radiactivas, en general, los aspectos de detalle del cálculo de las dosis, de los puntos de tarado de la instrumentación de vigilancia y de las pruebas que hay que realizar a la instrumentación de vigilancia se desarrollan en los procedimientos de dichas instalaciones.

3.3.1 Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER)

El Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER) establece los aspectos fundamentales aplicables a la limitación de los vertidos radiactivos, los requisitos exigibles a la instrumentación de vigilancia y control de los mismos y las condiciones de operación de los sistemas de tratamiento de efluentes. Asimismo, contiene las acciones a llevar a cabo si se exceden estos límites y/o las condiciones establecidas, y los procedimientos necesarios para su adecuada implantación.

Tal y como se detalla en la Guía de Seguridad 1.4 del CSN sobre control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares, los objetivos básicos del PROCER son:

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

Los resultados de la aplicación del Programa de Control de Efluentes Radiactivos permiten:

- a) Verificar que los vertidos se planifican de acuerdo con el principio ALARA.
- b) Verificar el cumplimiento de los límites autorizados, de las ETF y del MCDE.
- c) Evaluar el comportamiento operacional de la central, especialmente los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos.
- d) Estimar las dosis al público derivadas de la emisión de efluentes.
- e) Disponer de información rápida y precisa sobre la identidad y actividad de radionucleidos contenidos en los efluentes emitidos.
- f) Activar sistemas de alarma y respuesta, para impedir el vertido, cuando se superan los límites establecidos.

En el PROCER se establece:

- La instrumentación de vigilancia de efluentes radiactivos junto con sus condiciones de operabilidad, programas de pruebas y los puntos de tarado de los monitores de radiación.
- El programa de muestreo y análisis de los efluentes líquidos y gaseosos, encaminado a verificar el cumplimiento de los límites de dosis.
- Los límites instantáneos de concentración de material radiactivo liberado en los efluentes líquidos, calculados a partir de los límites establecidos.
- Los límites instantáneos de tasa de dosis debida al material radiactivo liberado en los efluentes gaseosos, calculados a partir de los límites establecidos.
- Las restricciones operacionales de dosis para efluentes radiactivos. En este sentido, tal y como ya se ha comentado, se establece generalmente un valor de 0.1 mSv/año, distribuido entre los efluentes líquidos y los gaseosos según lo indicado en el MCDE (normalmente un 80% para los gaseosos y un 20% para los líquidos, aunque puede variar ligeramente según las características operativas de la instalación).

3.3.1.1 Instrumentación de vigilancia de la radiación debida a efluentes

La instrumentación de vigilancia de la radiación localizada en las distintas vías de emisión, en general, está constituida por:

- Monitores.
- Caudalímetros de muestreo.
- Caudalímetros de las líneas de vertido.
- Muestreadores.

El número mínimo de canales de la instrumentación que se exige que estén operables en las distintas corrientes vigiladas, las acciones que hay que aplicar en caso de inoperabilidad de la instrumentación, las pruebas periódicas a realizar (tipo de prueba y frecuencia) se establecen en las especificaciones o en el MCDE (PROCER), dependiendo del tipo de instalación.

Además, dependiendo de la instalación, existen otros dispositivos que contribuyen al control de los efluentes como pueden ser las válvulas de corte situadas en las líneas por las que se emiten los efluentes y que son actuadas por los monitores de efluentes cuando se alcanza el punto de tarado de alarma-disparo de éstos, los sensores de nivel en los tanques, las bombas de recirculación, bombas de extracción, etc.

Adicionalmente, las pruebas y mantenimientos que se efectúan en los distintos componentes de los sistemas de tratamiento de efluentes (filtros, tanques, lechos de retención...) y su frecuencia se recogen en las especificaciones de funcionamiento de las instalaciones y en los procedimientos, en los que también se indican los criterios de aceptación aplicables a las pruebas y verificaciones que se realizan.

3.3.1.2 Programa de muestreo y análisis

Como se ha indicado anteriormente, en el caso de las centrales nucleares el programa de muestreo y análisis forma parte del PROCER que se incluye en el MCDE. En otras instalaciones dicho programa se desarrolla en el propio documento de las especificaciones de la instalación o en los procedimientos.

En el programa de muestreo y análisis se establecerá, para cada tipo de efluente (líquido o gaseoso) y para todas las vías de emisión los siguientes parámetros:

- Frecuencia de muestreo: semanal, quincenal, mensual, trimestral/muestra compuesta, en continuo...
- Frecuencia mínima de análisis: semanal, quincenal mensual, trimestral...
- Tipo de análisis: emisores gamma, gases nobles, radioyodos, H-3, C-14, partículas alfa, Sr-90...
- Valores máximos admisibles del Límite Inferior de Detección (LID) de los denominados “radionucleidos clave”.

3.3.2 Cálculo de los puntos de tarado de la instrumentación de vigilancia de efluentes

En general, en las instalaciones nucleares el punto de tarado de la instrumentación de vigilancia se corresponde con el valor más restrictivo obtenido a partir de una dosis efectiva de 5 mSv/año y de una dosis equivalente a la piel de 50 mSv/año. En el cálculo de los puntos de tarado se asigna una fracción de los valores anteriores para tener en cuenta la relevancia (peso) que tiene la vía vigilada frente al total de los efluentes líquidos o gaseosos emitidos. Adicionalmente, se considera el histórico de la actividad emitida por esa vía y las dosis correspondientes, de forma que mediante una sencilla relación se pueda

determinar la concentración de actividad (punto de tarado) que corresponde a los límites de dosis (o a una fracción de los mismos), y que tendrá que fijarse en el monitor correspondiente. Los isotópicos que sirven de base para el cálculo de los puntos de tarado se revisarán al menos cada cinco años.

Habitualmente se fija un punto de tarado por debajo del calculado (suele ser una fracción de éste) que constituye el punto de tarado de alerta y que da aviso de cualquier incremento significativo de las lecturas del monitor antes de alcanzar el punto de tarado de alarma.

En caso de que la concentración de actividad del efluente a verter sea menor que el tarado del monitor, éste se podrá verter al máximo caudal de vertido.

En algunos casos la superación del punto de tarado de los monitores (nivel de alarma) lleva asociadas actuaciones, como por ejemplo el cierre la vía de emisión al exterior mediante el cierre de válvulas, que impidan un impacto radiológico al público no deseado.

Los monitores de efluentes disponen de alarmas con indicación en la Sala de Control.

3.3.3 Cálculo de dosis debida a efluentes radiactivos líquidos y gaseosos

Los cálculos de la dosis debida a estos vertidos se realizan con el objeto de verificar el cumplimiento de los límites de dosis establecidos. La metodología e hipótesis utilizadas son comunes para cada tipo de instalación, a excepción de aquellos parámetros específicos de cada emplazamiento, según se expone en el MCDE.

Dado que la limitación de los efluentes está establecida en términos de dosis, los titulares de las instalaciones nucleares e instalaciones del ciclo calculan mensualmente las dosis a los miembros del público a partir de la actividad vertida al medio ambiente. En el caso de las instalaciones radiactivas (por ejemplo, hospitales) se limita en la autorización de la instalación la actividad a gestionar en dicha instalación, que a su vez se ha derivado de los límites de dosis. En la práctica, se calcula para cada radionucleido de interés la Concentración Derivada en Agua (CDA) para un criterio de dosis de 0,1 mSv, de forma que, implícitamente, la no superación de los CDA garantiza el cumplimiento de los límites de dosis del público.

En la **Figura 1** se pueden observar las vías de exposición del público a los efluentes líquidos y gaseosos que se tienen en cuenta en el cálculo de las dosis.

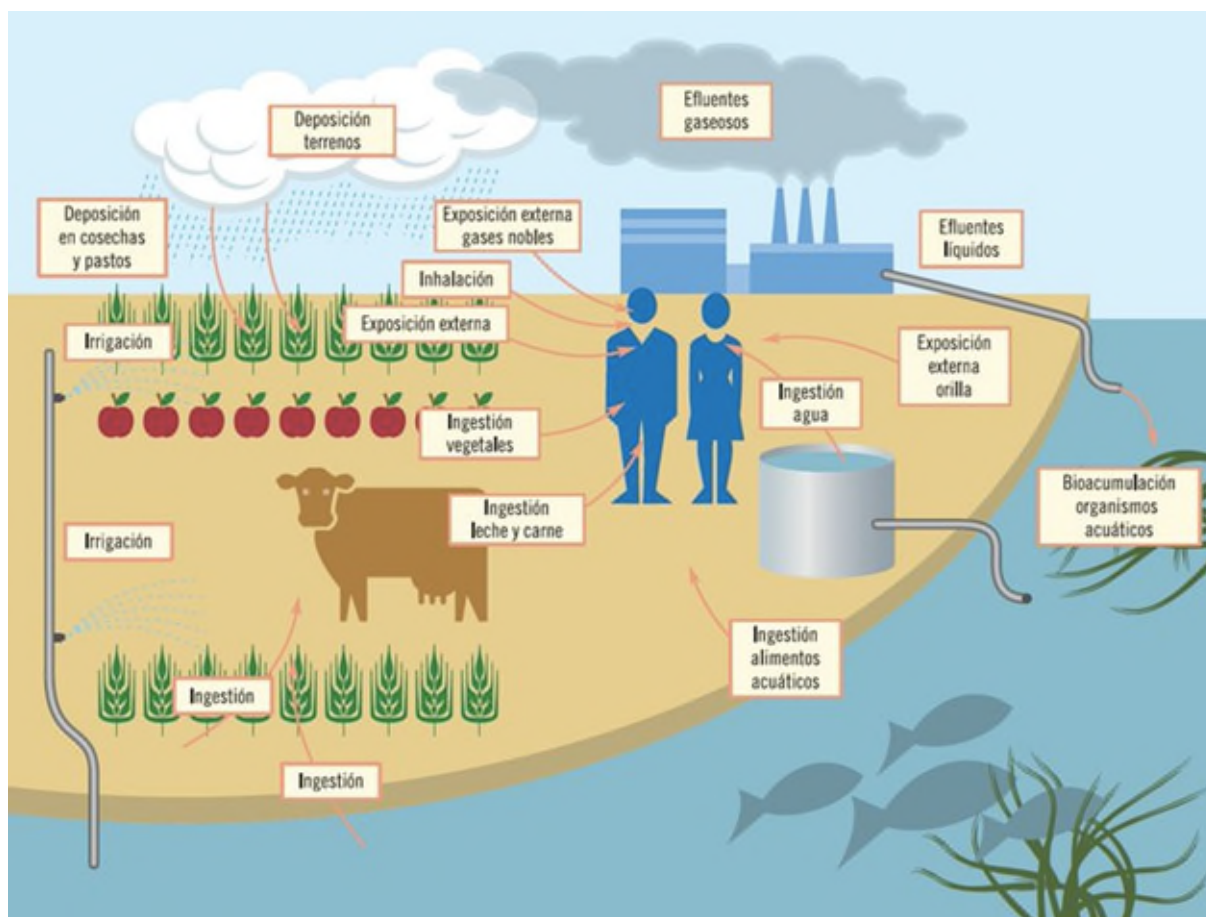


Figura 1: Vías de exposición a los efluentes radiactivos.

Antes de su descarga al medio ambiente, los desechos líquidos y gaseosos de las instalaciones nucleares se someten a diversos procesos de tratamiento (filtración, evaporación, decaimiento, intercambio iónico...) a fin de reducir en la medida de lo posible la actividad vertida y garantizar el cumplimiento de los límites autorizados.

La vigilancia y control de dichas descargas se realiza mediante una vigilancia continua con monitores de radiación situados en las líneas de vertido, que proporcionan señales de alarma, y en ciertos casos la interrupción de la descarga, cuando se superan los valores establecidos para los puntos de tarado. Además, se dispone de dispositivos para cuantificar el volumen descargado.

Para calcular las dosis debidas al vertido de los efluentes líquidos y gaseosos es necesario identificar:

- Las vías de emisión de dichos efluentes al exterior de las instalaciones. Estas vías se pueden clasificar en:
 - Vía significativa: cualquier punto desde el cual se emite material radiactivo que contribuye en más de un 1 % a la actividad descargada por todas las vías, considerando los efluentes líquidos y gaseosos.

- Vía no significativa: cualquier punto desde el que se emite material radiactivo, pero no tiene consideración de vía significativa.
 - Vía potencial: punto desde el que no se emite material radiactivo, pero que puede resultar vía de emisión basándose en sucesos operacionales excepcionales, aunque esperables.
- El término fuente de cada vía de emisión (la actividad isotópica de los efluentes generados en las instalaciones, obtenida a partir de los análisis realizados en el laboratorio).
 - La dispersión de la actividad vertida al medio ambiente y su transferencia al organismo a través de las diferentes vías de exposición.
 - Los factores de conversión de dosis, que expresan la dosis recibida por unidad de actividad incorporada al organismo.
 - Las características atmosféricas del emplazamiento.
 - Las características hidrológicas del emplazamiento, receptor de los efluentes líquidos.
 - Las características agrícolas y ganaderas del entorno de las instalaciones.
 - Los hábitos de uso y consumo de la población en el entorno de la instalación.

Adicionalmente, se realizará un programa de muestreo y análisis de los efluentes descargados por las distintas vías de vertido para cuantificar la actividad emitida al medio ambiente.

La metodología y expresiones de cálculo de las dosis se incluyen en los Manuales de Cálculo de Dosis al Exterior de las instalaciones y, en general, derivan fundamentalmente de la Guía Reguladora RG 1.109 (Rev. 1) *Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50. Appendix I*, del organismo regulador de Estados Unidos (Nuclear Regulatory Commission, NRC).

3.3.3.1 Cumplimiento con los límites de dosis

El titular de cada práctica autorizada realizará una estimación de las dosis recibidas por los miembros del público, que será proporcional al riesgo de exposición derivado de la práctica.

El Consejo de Seguridad Nuclear determinará las prácticas para las que se deba proceder a una evaluación de las dosis para los miembros del público y aquellas para las que sea suficiente una evaluación previa, con vistas a obtener los límites de vertido aplicables a la instalación.

En el caso de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, dicha estimación se realizará al menos anualmente. En el caso de las centrales nucleares se calculan cada mes unas dosis con criterios conservadores (**dosis MCDE**) con las que se verifica el cumplimiento con los límites de dosis y unas **dosis realistas** anuales en cuyo cálculo se tienen en cuenta las características específicas de los emplazamientos.

3.3.4 Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)

El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) es el conjunto formado por la red de vigilancia y los procedimientos de muestreo, análisis y medida, encaminado a determinar el posible incremento de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos en el medio ambiente producidos por el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo con el objetivo de evaluar el impacto radiológico derivado del funcionamiento de la instalación.

Dentro del PVRA se distinguen las siguientes fases temporales y complementarias:

- 1) Fase preoperacional, cuyo objetivo principal es el establecimiento de un nivel de referencia o fondo radiológico del emplazamiento, así como la puesta a punto de procedimientos de muestreo y análisis, de los equipos e instrumental necesario, así como el entrenamiento del personal que se encargue de su ejecución.
- 2) Fase operacional, que comienza con la operación de la instalación y se desarrolla a lo largo de toda la vida útil de la misma. Sus objetivos son detectar los posibles incrementos de actividad sobre el fondo radiológico establecido en el PVRA preoperacional, estudiar si dichos incrementos son consecuencia del funcionamiento de la instalación, estimar las dosis que haya podido recibir la población y mantener una base de datos que permita informar adecuadamente al público.
- 3) Fase de desmantelamiento y clausura, que se desarrolla a partir de la finalización de la vida útil de la instalación, durante el periodo de desmantelamiento y clausura de la misma.
- 4) Fase de postclausura, que estudia la evolución de los niveles de radiación existentes en el medio ambiente una vez finalizadas las operaciones de desmantelamiento y clausura de la instalación.

En el diseño de un PVRA se consideran los siguientes aspectos:

- Establecimiento de poblaciones, grupos de edad, vías de exposición y radionucleidos potencialmente críticos, identificados en el Estudio Analítico Radiológico (EAR), documento reglamentariamente exigido en el proceso de licenciamiento de las centrales nucleares.

- Identificación de los puntos de muestreo que van a formar parte de la red de vigilancia, de modo que representen adecuadamente las diferentes vías de exposición consideradas.
- Establecimiento de los tipos de muestras a tomar para las diferentes vías de exposición, frecuencias de muestreo e instrumental necesario para la realización del mismo.
- Establecimiento de las determinaciones analíticas a realizar en las muestras recogidas, así como su frecuencia.
- Metodología a seguir en las técnicas de muestreo, análisis, detección y tratamiento de los resultados, mediante el desarrollo de los procedimientos adecuados.
- Un programa de garantía de calidad sobre las diversas fases del PVRA.

Las características del emplazamiento van a determinar el tipo de muestras a analizar mediante el estudio concreto de las vías de transferencia de los radionucleidos presentes a la población. En general, se toman muestras de aire, radiación directa, agua (potable, lluvia, superficiales y subterráneas), suelo, sedimentos, organismos indicadores y alimentos. En ellas se mide la actividad total y los isótopos más representativos según el tipo de muestra e instalación.

Se incluirán también los **niveles de notificación** para concentración de actividad de muestras ambientales y el requisito de comprobación e información sobre la superación de la restricción operacional de dosis para el público establecida en el MCDE en el caso de que, como consecuencia del funcionamiento de la instalación nuclear, se detecten otros radionucleidos de origen artificial.

La Guía de Seguridad 4.1 recomienda las bases para el diseño y desarrollo de Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental en centrales nucleares. Se incluirá la aplicabilidad de este programa, las acciones a adoptar en caso de que el programa no se realice según lo requerido, se superen los niveles de notificación o no sea posible obtener de forma permanente cualquiera de las muestras requeridas. Además, se incluirá la relación de procedimientos de la instalación aplicables a la vigilancia radiológica ambiental.

El PVRA proporcionará medidas representativas de niveles de radiación y de elementos radiactivos en aquellas vías de exposición, y para aquellos radionucleidos que podrían dar lugar a la mayor exposición potencial a la radiación de los miembros del público, como resultado de la operación de la instalación.

El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental complementará el programa de control de efluentes, comprobando que las concentraciones de actividad medidas y los niveles de radiación no superan los esperados debido a los efluentes medidos y a los modelos aplicados para establecer los valores en las vías de exposición.

Una descripción más detallada de los programas de vigilancia radiológica ambiental se encuentra en el Tema 19 de la Parte B. Protección Radiológica del Tercer ejercicio de oposición.

4 VIGILANCIA Y CONTROL DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS

Todas las actividades implicadas en la gestión de los residuos sólidos, como son la manipulación, el tratamiento y acondicionamiento, el transporte y el almacenamiento temporal y definitivo de los mismos, han de estar debidamente controladas y vigiladas con el fin de que no supongan un riesgo inaceptable ni para el medio ambiente ni para la población.

El almacenamiento de residuos radiactivos deberá llevarse a cabo confinándolos en recipientes cuyas características proporcionen una protección suficiente frente a las radiaciones ionizantes, teniendo en cuenta las condiciones del lugar de almacenamiento y la posible dispersión o fuga del material radiactivo. Los recipientes que contengan residuos radiactivos estarán señalizados adecuadamente.

Asimismo, el titular llevará un registro en el que se consignarán para cada recipiente los datos fisicoquímicos más relevantes de contenido y, como mínimo, los valores máximos del nivel de exposición en contacto y a 1 metro de distancia de la superficie, así como la fecha de la última medida y, a ser posible, la actividad.

En el caso de instalaciones nucleares e instalaciones del ciclo de combustible se requiere, durante el proceso de licenciamiento, la elaboración de unos procedimientos de control de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de los residuos para garantizar de manera razonable su funcionamiento dentro de los límites y condiciones establecidos en las autorizaciones. Durante la operación se lleva a cabo un seguimiento continuo de los procesos de gestión de los residuos, lo que permite la detección de incidencias y el establecimiento de aquellas mejoras que se crean necesarias o acordes con los nuevos desarrollos tecnológicos.

En España, el CSN realiza un control y seguimiento del inventario de residuos radiactivos sólidos almacenados en las instalaciones, mediante la evaluación de la información preceptiva remitida periódicamente por las instalaciones, en el caso de las centrales nucleares en los IMEX. En estos informes se reportan los bultos generados, los que han salido y los que permanecen almacenados durante el mes, indicando su actividad, volumen y naturaleza. Además, se remite una descripción de los materiales contaminados o activados que permanecen sin acondicionar. De esta forma se controla la generación de residuos radiactivos sólidos, con frecuencia mensual en el caso de centrales nucleares, lo que hace posible la actualización del inventario total de residuos radiactivos sólidos almacenados en las instalaciones productoras y en el Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril. En esta instalación, el CSN controla y vigila los procesos de aceptación de cada bulto-tipo realizado por la Empresa Nacional de Residuos

Radiactivos (ENRESA), tanto desde el punto de vista de la seguridad en el transporte como en el almacenamiento en El Cabril.

Para el caso específico de los residuos radiactivos sólidos de alta actividad se establece un programa de control y vigilancia tanto de las piscinas de combustible gastado como de los almacenamientos temporales individualizados construidos en las propias centrales nucleares. En los IMEX, las centrales remiten el balance mensual de elementos combustibles en el reactor, la piscina, el almacenamiento en seco y el almacén de combustible nuevo, así como el balance de la capacidad de almacenamiento del combustible gastado.

El control de los residuos radiactivos se complementa con inspecciones periódicas de comprobación por parte del CSN.

Se puede encontrar más información sobre este asunto en los Temas 14 y 17 de la Parte B. Protección Radiológica del Tercer ejercicio de oposición.

5 VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL

Con el fin de efectuar un seguimiento de la dispersión en el medio ambiente de los vertidos que realizan de modo controlado las instalaciones y para conocer y vigilar la calidad radiológica de todo el territorio nacional, se ha establecido en España un sistema de redes de vigilancia radiológica ambiental que permite:

- Verificar el cumplimiento de los requisitos fijados en las autorizaciones de las instalaciones.
- Detectar la presencia y vigilar la evolución de elementos radiactivos tanto de origen natural como artificial y de los niveles de radiación ambiental y determinar las causas de posibles incrementos de los niveles radiactivos en el medio ambiente.
- Estimar el riesgo radiológico potencial para la población y establecer, en su caso, precauciones y medidas correctoras.

Los programas de vigilancia radiológica ambiental se desarrollan ampliamente en los Temas 19 y 21 de la Parte B. Protección Radiológica del Tercer ejercicio de oposición.

6 BIBLIOGRAFÍA

- Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.
- Directiva 2013/59/EURATOM del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/EURATOM, 90/641/ EURATOM, 96/29/ EURATOM, 97/43/ EURATOM y 2003/122/ EURATOM.
- Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM), de 25 de marzo de 1957.
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
- 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.
- Instrucción IS-28, de 22 de septiembre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría.
- Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.
- Guía de Seguridad 1.4 (Rev. 1). Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares. Consejo de Seguridad Nuclear.
- Guía de Seguridad 1.7 (Rev. 2). Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares. Consejo de Seguridad Nuclear.
- Guía de Seguridad 4.1. Diseño y desarrollo de Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares. Consejo de Seguridad Nuclear.
- Guía de Seguridad 5.1 (Rev. 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). Consejo de Seguridad Nuclear.
- Guía de Seguridad 7.9. Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares. Consejo de Seguridad Nuclear.

- Guía de Seguridad 9.2. Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas. Consejo de Seguridad Nuclear.
- Recomendación 2004/2/EURATOM de la Comisión, de 18 de diciembre de 2003, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal.
- Corrección de errores de la Recomendación 2004/2/ EURATOM.
- ICRP Publication 103. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. International Commission on Radiological Protection.
- Regulatory Guide 1.109. Rev. 1. Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10CFR Part 50. Appendix I. United States Nuclear Regulatory Commission.
- Regulatory Guide 8.37. ALARA Levels for Effluents from Materials Facilities. United States Nuclear Regulatory Commission.