

Centrales nucleares

CRITERIOS BASICOS EN EL PROYECTO DE LOS SISTEMAS DE PROTECCION CONTRA LAS RADIACIONES IONIZANTES

Agustín ALONSO *

INTRODUCCION

Es un criterio fundamental que toda actividad peligrosa ha de ser regulada con el fin de convertirla en una actividad segura. Este es el caso de todas aquellas actividades en las que se producen o manejan radiaciones ionizantes o sustancias radiactivas. La conversión de la energía nuclear en energía eléctrica es uno de los ejemplos más representativos en tal contexto.

La regulación de actividades peligrosas suele tomar la forma de una «**pirámide normativa**», en cuya cúspide se suele situar una **ley básica**, por debajo de la cual se encuentran **reglamentos**, que desarrollan los principios fundamentales contenidos en la ley. Debajo de estos se suelen situar **órdenes ministeriales** conteniendo guías, de tipo administrativo o técnico, que contienen soluciones aceptables, aunque no necesariamente exclusivas, de los distintos problemas. Finalmente, en la base de la pirámide se encuentra un conjunto numeroso de **normas y códigos**, que detallan aspectos muy concretos de las distintas situaciones que pueden encontrarse en el desarrollo de la actividad en cuestión.

A su vez, el concepto de **pirámide normativa** puede ser muy general o más restringido. Se han descrito pirámides aplicables a las actividades nucleares y radiactivas en general, pero también se han descrito situaciones similares que contemplan aspectos parciales, tales como la protección del medio ambiente o la protección del público y de los trabajadores profesionalmente expuestos contra las radiaciones ionizantes. Aun en este último caso, es posible atomizar aún más la cuestión y referirnos sólo a un tipo de actividad: la inherente a las centrales nucleares, por ejemplo. Aun dentro de esta aplicación podríamos sólo referirnos a la protección radiológica durante el **diseño** de las centrales nucleares.

Incluso en un caso como el anterior, al parecer limitado, seguiría siendo necesario disponer de una «**pirámide normativa**» específica, que podría estar englobada en otra más general. Todos los países con intereses nucleares han desarrollado tales pirámides de forma más o menos completa. De hecho, el grado de desarrollo de tal conjunto de documentos es una buena medida de la madurez alcanzada por el país en la actividad en cuestión. Previamente, la memoria presente tiene como objetivo fundamental señalar los criterios básicos que han de considerarse en el establecimiento de

una pirámide normativa que cubra el proyecto de los sistemas de protección radiológica en las centrales nucleares modernas. El trabajo no contempla la protección radiológica en caso de accidente, ni hace referencias específicas al importante tema de optimizar el diseño con vistas a la reducción de dosis durante el desmantelamiento, al que tanta importancia se está dando en la actualidad.

Se comenzará describiendo la pirámide española, para reconocer que se encuentra muy lejos de ser completa y satisfactoria. En su defecto se expondrá el contenido del documento del OIEA, 50-SG-D9 «**Design Aspects of Radiation Protection for Nuclear Power Plants**» (1). Esta intención se basa en la creencia del autor acerca de la importancia de la normativa y la gran ayuda que los documentos de la serie NUSS pueden suponer para países como España, que no han desarrollado centrales nucleares hasta el nivel comercial, pero que contribuyen sustancialmente al diseño y construcción de las que importan de otros países más desarrollados.

LA PIRAMIDE NORMATIVA ESPAÑOLA EN EL CAMPO DE LA PROTECCION CONTRA LAS RADIACIONES IONIZANTES

La mayor parte de los países establecieron muy pronto una ley nuclear, o atómica, básica, la cual ha venido siendo enmendada a medida que se desarrollan las aplicaciones nucleares y radiactivas. Por lo contrario, en España, se ha decidido que es mejor disponer de **dos** leyes básicas, la 25/64, del 29 de abril, sobre energía nuclear (2) y la 15/80 sobre creación del Consejo de Seguridad Nuclear (3). El aspecto deforme de nuestra pirámide normativa se completa al haber habido un desarrollo muy escaso en los niveles inferiores de la pirámide. Por suerte, la ley 25/64 es una ley de principios, mientras que la 15/80 es una ley administrativa, por lo que la interferencia entre ellas es muy escasa. Desgraciadamente los escasos conflictos de interés que existen no han sido aún aclarados.

(1) Este documento, que pertenece a la serie NUSS, no ha sido aún publicado en castellano.

(2) «B. O. del E.» núm. 107, de 4 de mayo de 1984.

(3) «B. O. del E.» núm. 100, de 25 de abril de 1980.

* Agustín ALONSO es Catedrático de Tecnología Nuclear en la ETSII, de la Universidad Politécnica de Madrid.

El Cap. VI, De las medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes, de la ley 25/64 contiene los criterios básicos al respecto, de los que se destacan los siguientes:

a) El art. 36 se refiere a la necesidad de cumplir las «disposiciones que se fijen en los Reglamentos correspondientes en relación con la protección contra las radiaciones ionizantes». Añadiendo que tales disposiciones deben referirse a la protección de «las personas dedicadas a actividades de naturaleza nuclear, como a terceras personas y a seres vivos». De hecho, las recomendaciones más modernas de los países más avanzados, incluyendo el documento base que se discute, 50-SG-D9, se refieren tanto a profesionalmente expuestos como al público en general. Por otro lado, es muy frecuente que los textos legales se refieran a otros seres vivos, si bien se ha de entender que la protección de las personas supone, de forma indirecta, la protección de otros seres vivos y propiedades.

b) El art. 37 se refiere al personal de las instalaciones nucleares y radiactivas, «el cual deberá reunir las condiciones de idoneidad que se establezcan en el Reglamento correspondiente». La ley define la figura de «Jefe de Operación», pero no la de Jefe del Servicio de Protección contra las Radiaciones Ionizantes.

c) El art. 38 establece la obligatoriedad de que las instalaciones cuenten con «instalaciones especiales para el almacenamiento, transporte y manipulación de residuos radiactivos».

Por su parte, la ley 15/80 por la que se crea el Consejo de Seguridad Nuclear, no contiene principios fundamentales. El art. 2.º señala las funciones del mencionado Organismo. El apartado f) indica, como una de las funciones, muy amplia, la de controlar y vigilar la radiación.

En el segundo escalón de la pirámide normativa española cabe contar con los dos reglamentos básicos: a) el **Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas** y b) el **Reglamento sobre protección sanitaria**.

Aunque se reconoce la existencia de la **Orden de la Presidencia del Gobierno** (4), de 22 de diciembre de 1959, por la que se dictan normas para la protección contra radiaciones ionizantes, tal documento ha sido superado, desde el punto de vista legal, por el nuevo Reglamento y quedó pronto muy anticuado en cuanto a su contenido. Sin embargo, representa un intento muy temprano de establecimiento de normativa y tuvo un papel muy importante en el control radiológico de las primeras actividades nucleares y radiactivas del país.

El **Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes** (5) no incluye prescripciones que puedan afectar, de forma directa, al diseño de centrales nucleares desde el

punto de vista de la protección. Por esta razón, y por merecer un tratamiento especial, no es considerado en esta presentación, si bien el proyectista de los aspectos de protección contra las radiaciones ionizantes en centrales nucleares no podrá pasar sin conocer a fondo su contenido.

Por su parte, el **Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas**, aprobado por decreto 2869/72, de 21 de julio (6), se refiere en varias ocasiones a las medidas de protección contra las radiaciones ionizantes que deben incorporarse en el diseño y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas. En lo que se refiere a las centrales nucleares, de tal documento cabe destacar los apartados siguientes.

El art. 14 se refiere a los documentos que han de acompañar la solicitud de la **autorización de construcción**. De entre ellos se destaca el **Estudio preliminar de seguridad**, uno de cuyos apartados ha de ser «... la justificación de que la instalación no presenta riesgo para la población durante su funcionamiento normal...».

El art. 20 se refiere a la **verificación prenuclear** de la instalación y señala, con carácter general y no limitativo, algunos de los objetivos de tal verificación, entre los que cabe destacar «... el confinamiento de la radiación y eficacia de los blindajes...», así como «... los sistemas de eliminación de los residuos radiactivos...».

Finalmente, en el art. 26, relativo a la documentación que debe acompañar la solicitud de puesta en marcha, se ha de incluir un «... estudio radiológico de la instalación. El objeto de este estudio es justificar de modo razonable que la instalación reúne las debidas garantías para la salud y seguridad de la población, tanto en régimen de funcionamiento normal como en caso de accidente...» También se menciona en dicho artículo la existencia obligada de un **Reglamento de funcionamiento**, en el que se han de incluir «... normas de operación y protección radiológica en régimen normal y en condiciones de accidente...» Aunque no tenga implicaciones directas en los aspectos de diseño, pero sí en los de explotación, conviene también hacer aquí mención al art. 74, en el que se crea la figura de «**Jefe del Servicio de Protección contra Radiaciones**», llenando así un vacío no contemplado de forma específica en la Ley 25/64.

Los principios fundamentales anteriores han sido desarrollados en algunas **Guías de seguridad** publicadas por la Junta de Energía Nuclear, que podrían pertenecer al tercer nivel de la pirámide normativa española, de entre las que sobresalen a este respecto: GSN-09/78 «Programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares de potencia», GSN-11/79 «Vigilancia de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos liberados en centrales nucleares de potencia», GSN-12/79 «Al-

macenamiento temporal de residuos radiactivos». También se ha regulado caso a caso en las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las distintas centrales.

Se comprende que se está lejos de poseer un cuerpo normativo, satisfactorio y completo, como ocurre en otros países, que regule el diseño de las centrales nucleares desde el punto de vista de la protección contra las radiaciones. Para remediar este problema, tanto en este caso como en lo que atañe a los aspectos de seguridad, las autoridades españolas establecieron muy pronto el cumplimiento de la normativa internacional y la del país de origen del proyecto importado. Además, se han venido introduciendo requisitos específicos, legislando puntualmente a través de las autorizaciones concedidas a las distintas instalaciones nucleares. Se reconoce que la mayor parte de dichos requisitos no incluyen prescripciones que se puedan ajustar al diseño. La aplicación de tales criterios se complica a medida que aumenta la participación nacional en el diseño y construcción de las instalaciones y la diversidad de procedimientos. Por estas razones, cada día se hace más necesario el establecimiento de una pirámide normativa completa, como se hace en otros países, que regule la seguridad de las instalaciones y la protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.

En la exposición que sigue se analizan los criterios de proyecto de los sistemas de protección contra las radiaciones. Se hará referencia especial a los recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica, expuestos en el documento 50-SG-D9 «**Design Aspects of Radiation Protection for Nuclear Power Plants**», de la serie NUSS del Organismo. También se expone la situación española.

LOS PRINCIPIOS BASICOS DEL PROYECTO DEL SISTEMA DE PROTECCION CONTRA LAS RADIACIONES IONIZANTES

Desde el punto de vista de la protección de las personas contra los efectos dañinos de las radiaciones ionizantes, el proyecto de las centrales nucleares debe ajustarse a los tres criterios que constituyen la esencia del llamado «**sistema de limitación de dosis**», sugerido por la Comisión Internacional de Protección Radiológica. Este sistema se fundamenta sobre los tres criterios siguientes: la **justificación**, la **optimación** y la **limitación de la dosis individual**. En lo

(4) «B. O. del E.» núm. 310, de 28 de diciembre de 1959.

(5) «B. O. del E.» núm. 241, de 8 de octubre de 1982.

(6) «B. O. del E.» núm. 255, de 24 de octubre de 1972.

que se refiere al proyecto, el criterio de la optimización, o ALARA, es el más significativo.

La introducción generalizada del principio ALARA, o de la «optimización de la protección contra radiaciones ionizantes», exige la aplicación de medidas de protección, que reduzcan las dosis recibidas por las personas hasta valores tales que la elasticidad referida al coste y beneficio económicos de tales medidas resulte (7) inferior a la unidad.

La **optimización** es un proceso cuantitativo que permite elegir medidas de protección idóneas de entre un conjunto posible. En ocasiones, el proceso numérico no puede llevarse a la práctica con precisión, siendo entonces necesario realizar juicios de valor.

Uno de los métodos de optimización mejor desarrollados es el llamado **coste/beneficio**. En esencia, consiste en representar en un sistema de ejes coordenados el coste de las distintas medidas de protección y el valor monetario que cabe atribuir a las correspondientes reducciones de dosis. Aquel conjunto de medidas de protección que resultan en un mínimo de la suma de costes y beneficios es considerado el sistema óptimo. El problema reside en asignar un valor monetario a las dosis recibidas por las personas, lo que se reserva a las autoridades de protección de cada país.

En la práctica, el criterio ALARA no es fácilmente cuantificable. En primer lugar, en una instalación tan compleja como una central nuclear, el número posible de conjuntos satisfactorios de medidas de protección resulta incontrolable. En segundo lugar, en muchos países no se ha fijado el valor monetario de la unidad de dosis que ha de servir de referencia en la aplicación del método coste/beneficio.

Por aquella razón, el método práctico de análisis es el de **referencia**; es decir, el proyectista comienza por considerar los métodos de protección utilizados en centrales similares, aceptadas por la Autoridad y cuyos niveles de radiación sean conocidos y aceptables. Sobre esta base, puede introducir modificaciones, que analizará en términos comparativos, lo que le permitirá introducir mejoras en las medidas de protección. De esta forma, la central diseñada, cuando se encuentre en explotación satisfactoria, puede servir de referencia para el diseño de otras más modernas. Así se garantiza el progreso de las medidas de protección.

En la práctica se suelen seguir los pasos siguientes:

Primero. Se fija un objetivo de diseño, por ejemplo, que el personal de explotación no reciba una dosis equivalente anual determinada, ya conseguida en otras centrales en explotación. Estos valores difieren de país a país, y suelen encontrarse entre **dos y diez** personasiervit por gigavatio-año. Este valor global suele ser posteriormente repartido entre los distintos sistemas y recintos de

la central, así como entre las distintas operaciones previstas, tales como reparaciones, mantenimiento, verificación, calibración e inspección.

Segundo. A la vista de la distribución de componentes, sistemas y estructuras de la central, por lo general basada en otros requisitos de proyecto, se delimitan las distintas zonas de protección en función de los niveles de exposición y dosis esperadas, tomando como base las experiencia adquirida en otras centrales similares. Se analiza el trazado de las tuberías y la localización de tanques que puedan contener o transportar fluidos radiactivos, así como la presencia de otras fuentes de radiación. De igual forma, utilizando también el método de referencia, se analizan las operaciones de mantenimiento, inspección, calibración y verificación de las distintas zonas.

Tercero. A la vista de lo anterior, se analizan las modificaciones que pudieran introducirse con el objetivo de disminuir las dosis potencialmente recibidas; en especial, en el caso de que la experiencia dictamine que no se podrán satisfacer los objetivos que se fijan en el punto primero. A tal fin, se suelen considerar los aspectos siguientes:

- Reducción de las tasas de exposición y de dosis. Por ejemplo, mejorando los blindajes; reduciendo las fuentes de radiación mediante la filtración, purificación, control de la corrosión y descontaminación.
- Disminución del tiempo de permanencia de las personas en los distintos campos de radiación y aumentando la distancia entre ellos y las fuentes. Esto supone la introducción de tecnología cada vez más avanzada; por ejemplo, incluyendo dispositivos y sistemas de mayor calidad, con tasas menores de avería; introduciendo en el diseño procedimientos de vigilancia y calibración automáticos; diseñando los equipos y sistemas de forma que el mantenimiento y las reparaciones resulten sencillas o puedan realizarse a distancia o mediante control remoto. En este sentido, en la actualidad, se está introduciendo la robótica en las centrales nucleares, tanto en la explotación como en operaciones de emergencia, produciendo disminuciones considerables en las dosis individuales.

En la práctica, el diseño de las medidas de protección no puede separarse del diseño de la central como un conjunto. Así, por ejemplo, debe existir una interacción continua entre el diseño de las medidas de protección y el de la obra civil, en especial, en lo que se refiere a los blindajes; el diseño de sistemas de fluidos, en cuanto que tuberías y tanques constituyen fuentes de radiación; el diseño del sistema de protección de la central, ya que la radiactividad ha de estar siempre bajo estricta vigilancia, y el diseño de los sistemas de seguridad, ya que su objetivo último es evitar el escape in-

controlado de la radiactividad al exterior.

EL BALANCE DE RADIATIVIDAD DURANTE LA EXPLOTACION NORMAL (8)

El proceso de la fisión es un gran amplificador de la radiactividad. A causa de su largo período de desintegración, la actividad específica del uranio es pequeña. La rotura del equilibrio secular por separación de los descendientes durante el proceso de purificación hace que la actividad del combustible sea inferior a la del mineral de partida. Sin embargo, cada uno de los fragmentos de la fisión da lugar a una cadena radiactiva, más o menos larga, de forma que al final se acumulan unos 300 isótopos distintos, la mayoría de los cuales son radiactivos. La actividad específica del combustible irradiado es cientos de millones de veces superior a la del material de partida.

De igual forma, parte de los neutrones generados en la fisión son absorbidos por los materiales presentes en el núcleo del reactor, dando lugar a transformaciones con generación de isótopos radiactivos. La identidad de estos radionucleidos depende de los materiales presentes. En esta presentación nos limitaremos a los reactores de la familia del agua ligera, subfamilias agua a presión y en ebullición, por constituir la base del sistema nuclear español.

El proyecto de las medidas de protección a instituir en una central nuclear debe comenzar analizando la generación y acumulación de los productos de fisión y de activación, así como su transporte y distribución en los distintos sistemas y subsistemas que forman la central. Seguidamente se analiza esta situación con referencia a los mencionados reactores. Se comienza analizando los aspectos básicos de la generación de productos de fisión y de activación y se continuará describiendo su distribución en los sistemas más significativos de ambos tipos de centrales.

GENERACION Y ACUMULACION DE PRODUCTOS DE FISION Y DE ACTIVACION

En cada fisión de un átomo de uranio o plutonio se generan dos, más raramente tres fragmentos de fisión, relativamente rico en neutrones, que buscan su estabilidad por desintegración, dando lugar a cadenas radiactivas, a veces de

(7) En este caso, entendemos por elasticidad el valor absoluto de la relación relativa entre el costo de la medida de protección, Q, y el valor asignado al detrimento radiológico, D, inherente a tal medida. En términos matemáticos:

$$E = \frac{d(\ln Q)}{d(\ln D)}$$

(8) Este aspecto se contempla ampliamente en el capítulo cuarto de 50-SG-D9.

un solo miembro, a veces de hasta siete o más. En unas ocasiones, las cadenas son lineales, en otras ramificadas. Se puede decir que se generan la mayor parte de los isótopos de los elementos comprendidos entre los números atómicos 35 y 80.

En ausencia de contaminaciones externas con material combustible, los productos de fisión se generan en el seno del combustible y quedan relativamente inmobilizados en la matriz cristalina del óxido de uranio. Sólo los más volátiles se desplazan por efecto de los fuertes gradientes de temperatura allí existentes y pueden ocupar el hueco que existe entre combustible y vaina y en la cavidad superior de que va provista la varilla combustible. Sólo en caso de rotura de la vaina pueden estos isótopos escapar al refrigerante y contaminarlo.

Esta circunstancia ha de ser contemplada en el diseño de los sistemas de protección contra radiaciones ionizantes.

La acumulación de radionucleidos en el interior de la varilla combustible podrá ser estimada teniendo en cuenta las tasas de generación y de desaparición de tales núcleos. Se pueden generar directamente en la fisión, por desintegración de un precursor y por transmutación de otro isótopo, si bien este cambio sólo es significativo en muy contadas ocasiones, por ejemplo el cesio-134 se produce por captura radiante de neutrones en el cesio-133. Pueden desaparecer por desintegración y por captura neutrónica; de nuevo este último proceso es sólo significativo en pocos casos, por ejemplo en el xenón-135 y samario-149. La consideración conjunta de todos los fenómenos anteriores nos permite establecer una conocida relación de balance, de la que se puede deducir el número de átomos acumulados de un radionucleido determinado, en función de la historia de funcionamiento del reactor. Este tipo de cálculos ha de hacerse mediante procedimientos estadísticos, dada la enorme variedad de radionucleidos que se generan y su dinamismo. Existen muchos códigos de cálculo, de entre los que destaca el ORIGEN-II, disponible en el Departamento de Tecnología Nuclear de la E.T.S.I.I. de Madrid (9).

LA CONTAMINACION DEL REFRIGERANTE-MODERADOR

En circunstancias normales de explotación, en ausencia de contaminaciones externas con combustible y siempre que el porcentaje de rotura de vainas se mantenga inferior al uno por ciento, la contaminación del refrigerante-moderador con productos de fisión no constituye un problema importante, ya que el diseño suele acomodar tales circunstancias. En estas circunstancias, resultan de mayor importancia los productos de activación de corta vida.

Sin embargo, en parada, al realizar operaciones de mantenimiento o repa-

raciones, cuando ya han desaparecido por desintegración los productos de activación de vida corta, adquieren importancia los productos de fisión volátiles, por ejemplo el yodo-131, y los isótopos del cesio 134 y 137. También aumenta el interés de algunos productos de corrosión, tales como el cromo-51, el cobalto-58 y el cobalto-60, ya que suelen ser transportados por el refrigerante y depositados en forma de barcos sobre las superficies de los componentes, tales como bombas, válvulas, tuberías y cambiadores de calor y generadores de vapor. Normalmente, la contaminación de superficies lisas con barros radiactivos es del orden de un mg/cm^2 ; en el caso de zonas de gran turbulencia o cambio de momento, los depósitos pueden alcanzar el nivel de $50 \text{ mg}/\text{cm}^2$.

En explotación normal, uno de los contaminantes más significativos es el nitrógeno-16, de período de semidesintegración muy corto, 7,1 segundos, pero muy energético. En los reactores de agua a presión controla el diseño del blindaje secundario y se encuentra en todo el circuito primario a causa del reducido tiempo de tránsito, del orden de 10s. Si el tiempo de tránsito del refrigerante al sistema en cuestión es largo en comparación con el período del nitrógeno-16, como ocurre con la fase vapor de los reactores de agua en ebullición, entonces otros nucleidos adquieren mayor importancia, tales como el oxígeno-19, nitrógeno-13 y flúor-18, que se encuentran en los condensadores de dichos reactores.

El tritio y el carbono-14 son al mismo tiempo productos de fisión ternaria y de activación, su importancia relativa en explotación es muy escasa. Sin embargo, sus elevados períodos de desintegración les hacen importantes como contaminantes a largo plazo, de modo que su descarga ha de estar vigilada y controlada.

El sistema de purificación de los reactores de agua a presión y en ebullición tiene como objetivo separar del refrigerante las impurezas iónicas, así como las que se encuentren en forma de coloides y partículas. Por esta razón, los lechos filtrantes y de cambio de ión se van cargando de productos radiactivos, en especial productos de fisión y de corrosión y constituyen una importante fuente de radiación, cuyo blindaje ha de ser considerado especialmente.

Tales lechos se someten posteriormente a un proceso de solidificación, cuyo objetivo es fijar los radionucleidos para su posterior manejo y gestión como residuos sólidos. Este proceso puede constituir una fuente importante de exposición a las radiaciones y constituye un ejemplo de aplicación de medidas de protección. Especial consideración debe darse a la generación de isótopos radiactivos del xenón por desintegración de los del yodo.

En los reactores de agua a presión, la desgasificación del refrigerante-moderador se hace de forma controlada

a través del sistema de control químico y volumétrico. Los gases separados, fundamentalmente gases de actividad y gases nobles de fisión, se almacenan en tanques de desactivación antes de su descarga controlada al medio ambiente.

En los reactores de agua en ebullición, la desgasificación es consecuencia del proceso de ebullición, y en este sentido no se encuentra bajo control. Por esta razón, el vapor arrastra los contaminantes más volátiles hasta la turbina y el condensador, donde se encuentran tales productos en funcionamiento normal.

LA CONTAMINACION DE LOS SISTEMAS DE TRANSFORMACION DE LA ENERGIA

En los reactores de agua a presión, el circuito primario y el secundario se encuentran por una barrera hermética, sólo transparente al calor, por lo que en circunstancias normales no cabe esperar la contaminación radiactiva del secundario. La integridad de la barrera no puede ser del todo perfecta; sin embargo, en circunstancias normales, la tasa de fugas es muy limitada y no se requieren medidas adicionales.

Por otro lado, la experiencia demuestra que el deterioro de los tubos de los generadores de vapor es frecuente, de modo que cabe esperar la contaminación del secundario en caso de rotura, circunstancia que ya se ha dado en varios casos. Por esta razón, se suministran medios para detectar la presencia de radiactividad en el secundario y conviene prever medios para la descontaminación de este sistema, en el caso de que sea necesario.

Durante la operación normal, en los reactores de agua en ebullición, el nitrógeno-16 es una de las principales fuentes de radiación. Sin embargo, después del condensador, la situación va cambiando. Por el lado del agua de alimentación crece la importancia del flúor-18; mientras que por el lado del eyector resultan más significativos el oxígeno-19 y el nitrógeno-13.

En el caso de funcionamiento anormal de los elementos combustibles, por ejemplo elevadas contaminaciones de las vainas o mayor porcentaje de fisuras, se encontraría una mayor proporción de gases nobles de fisión, así como sus descendientes, de entre los que sobresale el bario-140.

LA ACUMULACION DE RADIATIVIDAD EN LOS SISTEMAS DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS

Desde el punto de vista del ingeniero de protección, en los sistemas de tratamiento de residuos líquidos y gaseosos, así como el manejo de residuos sólidos, se realizan unos procesos complejos,

(9) Ver J. Blanco, *Manual de implementación del código ORIGEN-II*. PIACR-I-13/85.

que no forma parte de la cadena de transformaciones energéticas necesarias para producir energía eléctrica, pero que constituyen una parte esencial derivada del proceso fundamental de la fisión.

El diseño del sistema de tratamiento de residuos líquidos y gaseosos ha de obedecer al criterio básico de que los escapes al exterior cumplan los requisitos establecidos por la Autoridad, sin que ello suponga un coste intolerable para la central. Estos requisitos han sido bien especificados en las autorizaciones de Construcción de la mayor parte las centrales nucleares españolas (10) y (11).

Es claro que existe una relación recíproca entre las actividades específicas y globales de líquidos y gases liberados al medio ambiente y el volumen de sólidos generados, cuyo manejo por encima de lo necesario pudiera crear problemas tanto en el interior como en el exterior de la central.

Por lo general, los líquidos se segregan en categorías, entre las que se encuentran las siguientes, que requieren distinto tipo de tratamiento y consideración:

a) Líquidos radiactivamente sucios, con determinados compuestos químicos, como ocurre con las fugas del primario de los reactores de agua a presión, que contienen ácido bórico e hidróxido de litio.

b) Líquidos químicamente puros y muy activos, como los procedentes de fugas del primario de los reactores de agua en ebullición.

c) Líquidos muy sucios desde el punto de vista químico y algo radiactivos con soluciones procedentes de reactores de agua en ebullición.

d) Líquidos poco radiactivos con mucho contenido en sólidos; por ejemplo, los procedentes de los sumideros de los distintos edificios, en especial el de contención.

e) Líquidos con soluciones detergentes, tales como los procedentes de la lavandería y de la descontaminación de personas y de equipo.

El proyecto de este sistema debe incluir la recogida y segregación, la separación de los contaminantes y el reciclado de los líquidos hasta el límite máximo posible, el almacenamiento previo al vertido y el propio vertido. La recogida y segregación no incluyen problemas especiales. El tratamiento se lleva a cabo por destilación y cambio de ión. La experiencia acumulada es muy variable y la tecnología ha mejorado considerablemente.

En el peor de los casos y en ausencia de accidentes, los líquidos a tratar tienen la misma actividad específica que el sistema primario, es decir, del orden de los curios por tonelada, de tal forma que los contaminantes radiactivos se pueden acumular en los sistemas de tratamiento, tales como los evaporadores, lo que dificulta las labores de mantenimiento. De entre los radionucleidos de

mayor importancia hay que contar con los isótopos cobalto-58, cobalto-60 y cromo-51, todos ellos productos de corrosión. En el caso de rotura excesiva de vainas, los isótopos del yodo, cesio y estroncio adquieren una mayor importancia relativa.

La desgasificación controlada de los reactores de agua a presión y la que acompaña a la ebullición en este tipo de reactores, constituyen las fuentes principales de gases radiactivos en los reactores de agua ligera. Existen otras fuentes menores, tales como las purgas de los tanques a los que pueden llegar líquidos con gases disueltos, o productos radiactivos cuya desintegración da lugar a gases, como ocurre con los isótopos del xenón procedentes de la desintegración del yodo.

La purga de los recintos de contención a través de los sistemas de ventilación da lugar a volúmenes considerables de gases de muy pequeña actividad específica, generalmente asociada al argón-41.

En muchos casos de accidente, los productos radiactivos gaseosos se acumularían en el interior del recinto de contención, cuya misión específica es precisamente la retención de los productos liberados por el accidente.

Los residuos sólidos han de satisfacer requisitos bien establecidos que permitan el manejo ulterior sin riesgo superior al aceptable. Tales requisitos se refieren a la posibilidad de lixiviación de los radionucleidos, a la integridad del recipiente y al índice de transporte.

Los residuos sólidos se clasifican en categorías, de acuerdo con los siguientes requisitos:

a) Componentes, sistemas y estructuras que han de ser sustituidas por otras nuevas y que se han contaminado, o activado, tales como válvulas, bombas o sus empaquetaduras, instrumentos y estructuras soporte.

b) Material de proceso, en especial el proveniente del tratamiento y descontaminación de fluidos radiactivos, tales como material filtrante, resinas cambio de ión, desencantes, barros de evaporador.

c) Materiales compactables, tales como vestimenta, recubrimientos temporales de suelos, embalajes y material de limpieza y descontaminación.

LA ACUMULACION DE RADIATIVIDAD EN EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

En una central nuclear, los residuos sólidos más significativos se encuentran en los elementos combustibles irradiados. El aspecto todavía valioso de estos elementos les confiere un sentido especial, y no pueden considerarse como residuos. Sin embargo, contienen el grueso de la radiactividad acumulada en la central nuclear. En el caso de almacenamientos compactos, como los que se han previsto en las centrales nucleares

españolas, esta peculiaridad reviste un interés especial. Por todo ello, consideraremos el edificio del combustible irradiado como un depósito importante de radiactividad, de especial preocupación para el proyectista de las medidas de protección.

En tales circunstancias, el edificio de combustible irradiado constituye el mayor almacén de radiactividad en la central. Aunque la actividad específica vaya disminuyendo con el tiempo, permanecen los radionucleidos de vida más larga. Por otro lado, la acumulación de estos elementos combustibles irradiados, al final de cada ciclo de operación, aumenta periódicamente el inventario de radiactividad.

Desde el punto de vista de las radiaciones emitidas, no sólo hay que contar con los fotones y las partículas beta, estas últimas fácilmente detenidas en el agua de la piscina de desactivación, sino que también es preciso contar con los neutrones generados en la reacción entre las partículas alfa que emiten los actínidos y el oxígeno del óxido de uranio.

Entre los contaminantes que pueden pasar al agua se encuentran los productos de corrosión adheridos a la vaina y que pueden desprenderse por efectos térmicos y mecánicos, y los productos de fisión volátiles que pudieran escapar a través de defectos en las vainas.

Existen criterios específicos para el proyecto de las piscinas de almacenamiento relacionados con el nivel de contaminación del agua, el blindaje requerido, la temperatura del agua de la piscina y la prevención de la criticidad. Estos criterios, desarrollados en países nucleares más adelantados que el nuestro, han sido aplicados en el diseño de las piscinas de desactivación de las centrales nucleares españolas (12).

ASPECTOS PRACTICOS SOBRE BALANCE DE RADIATIVIDAD

El conocimiento de la acumulación y distribución de la actividad en la central nuclear es el requisito fundamental para el proyecto de las medidas de protección contra las radiaciones ionizantes. Por otro lado, de la somera exposición anterior se deduce la complejidad del tema. El proyectista ha de realizar sus estimaciones de forma independiente, pero ha de acudir a la experiencia de explotación para reducir las incertidumbres del cálculo. En este sentido, resulta imprescindible el **método de la referencia**, a que nos referíamos en el apartado III.

Además, sobre todo para centrales

(10) Véase por ejemplo, el apartado f), puntos A), B) y C), de la condición 18 de la Autorización de construcción de Ascó II («B. O. del E.» de 21 de abril de 1973).

(11) Ver también la condición 12 de la Autorización previa concedida a Valdecaballeros, en la que queda reflejado cómo la autoridad española ha impuesto acertadamente estos criterios en una fase anterior de la vida de la central.

(12) Ver, por ejemplo, Reg. Guide 1.13. *Spent Fuel Storage Facility Design Basis* (1975).

conocidas como la familia del agua ligera, deberán existir códigos y normas que regulen y especifiquen cómo han de hacerse tales estimaciones. Este es justamente el caso de los países más avanzados, que ya han incorporado tales documentos a sus respectivas pirámides normativas. Sobre este tema del balance de radiactividad, la Autoridad española aún no ha publicado guía alguna, ni tampoco ha legislado de forma específica a través de las distintas autorizaciones.

A título de ejemplo, se cita seguidamente la situación de esta problemática en los EE. UU., por entender que es el caso que mayor interés puede tener en este momento en España. En primer lugar, el **American National Standards Institute** a través del documento ANSI N237-1976 «**Source Term Specification**» ha resuelto el problema. Además, los propios suministradores tienen metodologías apropiadas, aceptadas por las autoridades de dicho país (13).

CRITERIOS FUNDAMENTALES DE PROYECTO DE LOS SISTEMAS DE PROTECCION RADIOLOGICA

La protección de las personas se ha de garantizar hasta límites razonables, introduciendo en el proyecto de la central sistemas y dispositivos especialmente concebidos para tal fin. Entre los sistemas y dispositivos más salientes se ha de contar, entre otros, con: a) distribución de la central en zonas de radiación, b) el blindaje de las fuentes de radiación, c) la ventilación de los locales, d) la vigilancia de la radiación y e) el tratamiento de los residuos radiactivos.

En el proyecto de los sistemas antes mencionados es preciso tener en cuenta tanto las condiciones normales de explotación como las circunstancias accidentales. Esta última circunstancia supone una mayor producción de residuos radiactivos, que han de ser tratados; también es necesario aplicar medidas de descontaminación, lo que en sí mismo constituye una rama separada no bien conocida y tenida en cuenta de la tecnología nuclear. Además, se requiere una intensificación notable en la vigilancia de la radiación y en la dosimetría. En este sentido, la recuperación de TMI-2 y las operaciones de desmantelamiento que se están realizando en muchas centrales, están creando una **tecnología de la descontaminación**, en la que nuestra industria nuclear debería participar.

Seguidamente se harán algunas consideraciones, muy someras, con respecto a los criterios básicos que se siguen en el proyecto de tales sistemas, con referencia a la explotación normal. Aunque, en todo caso, se cumple el criterio general incluido en el sistema de **limitación de dosis**, existen notables diferencias entre las normativas de los distintos paí-

ses. En España no se ha elaborado un conjunto coherente y completo de normas aplicables al proyecto de tales sistemas, aunque sí se han fijado algunos límites específicos en las autorizaciones previas, de construcción y puesta en marcha de algunas centrales nucleares.

CRITERIOS EN LA DISTRIBUCION DE ZONAS DE RADIACION (14)

La definición de zona controlada figura en el artículo segundo de la ley 25/64 sobre energía nuclear, «se denomina zona controlada a toda área en que, por existir una fuente de radiación ionizante, los individuos que trabajen en ella pueden estar expuestos a recibir dosis de radiación que exceda de **uno con cinco rem al año**». La definición no ha cambiado en esencia, ya que la Comisión Internacional de Protección Radiológica, la sigue definiendo con referencia a tres décimas de los límites establecidos para los trabajadores expuestos por razón de su profesión, que sigue siendo de **cinco rem al año**.

Con el objetivo de instituir medidas adecuadas de protección en las zonas controladas, se dividen éstas en subzonas, de acuerdo con los niveles esperados de exposición y contaminación. Para ello se divide la central en zonas de acuerdo con la normativa de cada país. En España no se ha establecido esta normativa de forma explícita en lo que se refiere a las centrales nucleares.

Se ha de tener en cuenta que la clasificación en subzonas se ha de poder cambiar de acuerdo con la experiencia de operación. En el diseño original tales posibilidades de cambio han de ser también contempladas, en especial en lo que se refiere a los caminos de evaluación y entrada controlada. Es práctica bien establecida que tales cambios los decreta el director o autoridad máxima de la central, contando con el asesoramiento previo del Jefe del Servicio de Protección contra las Radiaciones.

A título de ejemplo y teniendo en cuenta la proximidad de España a la CEE, se indica la práctica recomendada por Euratom en su **Directive N.º 80/836 WE**, del 15 de julio de 1980.

En esta directiva se recomienda el establecimiento de tres zonas: **zona incontrolada**, **zona vigilada** y **zona controlada**. Esta última se subdivide, a su vez, en cuatro subzonas que se distinguen respectivamente por los colores verde, amarillo, naranja y rojo.

En la **zona incontrolada** las dosis de radiación al individuo no han de superar el límite establecido para los miembros del público, que resulta equivalente a un cuarto de mrem/h para un tiempo anual de ocupación de dos mil horas.

En la **zona vigilada** la tasa de dosis equivalente potencial varía entre un cuarto y tres cuartos de milirem/hora a todo el cuerpo de un individuo aislado, lo cual está de acuerdo con el límite establecido en la Ley española para el

caso de un tiempo anual de exposición de **dos mil horas**. A su vez, la contaminación del local en cuestión puede variar entre un décimo y tres décimos de la máxima permitida.

En la **zona controlada verde** la tasa de dosis equivalente varía entre tres cuartos y dos con cinco milirem/hora, coincidiendo este límite superior con la dosis equivalente máxima admisible anual para trabajadores profesionalmente expuestos. Los niveles de contaminación del ambiente pueden variar entre tres décimos y la máxima admitida.

En las **zonas controladas amarilla y naranja** se pueden recibir dosis equivalentes y pueden existir niveles de contaminación muy superiores a los valores permitidos para trabajadores expuestos por razón de su profesión. El acceso a estas zonas ha de estar limitado en el tiempo y se ha de hacer con medidas de protección adecuadas.

La **zona controlada roja** se define como aquella en la que la tasa de dosis equivalente puede ser superior a diez rem/hora y la contaminación del aire a cuatro mil veces la máxima admitida para trabajadores profesionalmente expuestos. El acceso se encuentra normalmente prohibido, y sólo se permitiría si fuese necesario para mitigar las consecuencias de un accidente o para ayudar a una persona en dificultades. Como siempre, la autorización corresponde al responsable máximo de la instalación con el asesoramiento del Jefe de Protección.

CRITERIOS BASICOS A SEGUIR EN EL PROYECTO DEL BLINDAJE (15)

La metodología básica a seguir en el proyecto de blindajes es bien conocida. Se comienza por determinar las características de la fuente a blindar, se fijan seguidamente los niveles de atenuación a conseguir, se elige el material o materiales a utilizar y se procede al cálculo de espesores y características geométricas de los laberintos a utilizar. En la selección de materiales y espesores se puede proceder a un estudio de optimización. Por lo general, este tipo de análisis se encuentra muy bien documentado y desarrollado. Además de los llamados blindajes biológicos, en los reactores de agua a presión se instala también el llamado blindaje térmico, que también tiene misiones de protección.

El blindaje biológico del núcleo tiene como objetivos fundamentales los siguientes:

- Limitar los niveles de radiación gamma procedente del núcleo y el flujo de neutrones. El diseño ha de

(13) Ver, por ejemplo, WCAP-8253 *Source Term Data for Westinghouse Pressurized Water Reactors*.

(14) Una sección del Cap. 6 de 50-SG-D9 se dedica a esta importante cuestión.

(15) La Sección 7 del Cap. 6 de 50-SG-D9 se dedica al estudio del blindaje.

tener en cuenta los fotones de captura de neutrones. Estos fotones se pueden suprimir incorporando absorbentes que no den lugar a fotones, sino a partículas cargadas. Los niveles de atenuación a conseguir vienen determinados por criterios de accesibilidad a las cavidades del reactor durante la parada.

- Limitar los niveles de activación de los materiales estructurales y de blindaje de modo que la cavidad sea accesible durante la parada. Por lo general, se sabe que cuando el flujo de neutrones de unos $10^5 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ la activación resultante suele producir tasas de dosis equivalente del orden de los mrem/h.

El proyecto del blindaje térmico tiene como objetivo fundamental limitar la fluencia de neutrones en la pared de la vasija del reactor, reduciendo así el deterioro de la pared y limitando el incremento de la temperatura de transición. Aparte de este objetivo fundamental, el blindaje térmico sirve también:

- Para limitar las tasas de dosis cuando el reactor se encuentra apagado, facilitando así el acceso a la pared de la vasija para labores de inspección y mantenimiento.
- Limitar la energía que llega al hormigón del blindaje biológico y, por tanto, la energía térmica allí depositada, haciendo innecesaria la refrigeración y limitando las tensiones térmicas y el desmoronamiento del hormigón.

Entre los métodos de análisis que pueden utilizarse figuran los de Montecarlo y la resolución de la ecuación del transporte de neutrones y fotones. En este último caso, dependiendo de la importancia del problema y precisión requerida, se pueden utilizar aproximaciones, tales como la teoría de la difusión y de la remoción para el caso de los neutrones y la utilización de los factores de acumulación o el método de las transformaciones geométricas, para el caso de los fotones.

Entre los códigos de cálculo que pueden mencionarse figuran el MORSE, ANISN, DOT, MAC-RAD, todos ellos aceptados internacionalmente y disponibles en los Radiation Shielding Information Centers de Oak Ridge (Tenn) y en el NEA Computer Center.

CRITERIOS BASICOS PARA EL PROYECTO DEL SISTEMA DE VENTILACION (16)

Desde el punto de vista de la protección contra las radiaciones, el objetivo fundamental del sistema de ventilación es controlar la contaminación radiactiva del ambiente, limitando así los niveles de radiación y la incorporación de los radionucleidos por los trabajadores a través de la inhalación. Aparte de ello, el

sistema sirve también para garantizar el confort de los trabajadores y para extraer el calor de los distintos recintos.

Entre los principios básicos a seguir en el diseño del sistema de ventilación se encuentran los siguientes:

- El flujo de aire ha de ir siempre de las zonas contaminadas a las más contaminadas. En algunos recintos puede resultar necesario contar con un sistema de recirculación provisto de sistemas de acondicionamiento y purificación y con sólo un escape controlado pequeño. De esta manera se puede contar con el sumidero que supone la desintegración de los nucleidos en recirculación.
- La presión en los recintos contaminados deben encontrarse en depresión con respecto a otros recintos adyacentes limpios. El proyecto debe contemplar los resultados de una pérdida de energía eléctrica.
- Se debe prever la utilización de sistemas de ventilación portátiles, que puedan utilizarse en labores de reparación, mantenimiento y descontaminación. La salida del aire debe estar conectada con el sistema principal.
- En aquellos lugares donde sean posibles los escapes de líquidos se debe suministrar un sistema de control de la radiactividad, recogiendo los escapes de forma controlada.
- El proyecto de las bancadas de filtración debe hacerse de modo que los hechos filtrantes se encuentren blindados y su sustitución y medida de la eficacia pueda hacerse sin riesgo indebido para el personal de explotación.
- Especial consideración debe darse a la habilidad de la sala de control, aun en caso de accidente. En este sentido existen recomendaciones específicas que se han incorporado a las salas de control de dos centrales nucleares españolas antiguas.

De igual modo, los sistemas de ventilación han recibido consideraciones puntuales y específicas por la autoridad española, que aparecen reflejadas en las correspondientes autorizaciones de construcción. Sólo a título de ejemplo se mencionan dos condiciones de naturaleza prescriptiva.

La primera corresponde a la central de Vandellós II (17) en la que se especifica que:

«El proyecto de ventilación de los edificios potencialmente contaminados de la central tendrá en cuenta 25 centésimas por 100 de defectos en el combustible. El titular demostrará que el sistema de ventilación es capaz de conseguir que el número de renovaciones del volumen de aire de la sala de control sea igual a superior a medio volumen por hora y que se pueda conseguir en dicha sala

una sobrepresión de 32 centésimas de centímetro de columna de agua.»

El segundo ejemplo se refiere al caso específico del recinto anular del sistema de contención de Trillo II (18), tanto en caso de accidente como en explotación normal:

A. 4. 1. Los subsistemas de filtración del sistema de extracción del aire del recinto anular del edificio del reactor, a emplear en caso de accidente, deberán proyectarse con una redundancia de dos al cien por cien.

A. 4. 2. El aire descargado del recinto anular del edificio del reactor en condiciones normales de funcionamiento deberá tener la posibilidad de pasar a través de filtros de carbón activo.

CRITERIOS BASICOS PARA EL PROYECTO DEL SISTEMA DE VIGILANCIA DE LA RADIATIVIDAD (19)

El diseño de la central debe prever la existencia de un sistema de vigilancia de la radiactividad, que incluya los cuatro aspectos siguientes:

- a) Vigilancia y dosimetría personal.
- b) Vigilancia de áreas.
- c) Vigilancia de procesos y efluentes.
- d) Vigilancia ambiental.

La vigilancia y dosimetría personal obedecen a principios bien conocidos y aceptados. En el caso concreto de España es de aplicación el reciente Reglamento de protección sanitaria contra los efectos de las radiaciones ionizantes. Un aspecto importante de esta cuestión es la disponibilidad de un sistema nacional de patrones de calibración de dosímetros, aún no completamente desarrollados y considerado muy necesario (20).

La vigilancia de áreas incluye a medida de los niveles de radiación, la contaminación del aire ambiental y la superficial. En las áreas controladas se

(16) El proyecto del sistema de ventilación se contempla en el apartado 6.8 de 50-SG-D9.

(17) Autorización de construcción de Vandellós II, condición 19 («B. O. del E.» núm. 3, de 3 de enero de 1981).

(18) Requisito A.4. Sistema de ventilación del Apéndice A. Criterios y requisitos técnicos sobre seguridad nuclear y protección radiológica aplicables al proyecto de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo. Autorización de construcción de Trillo II. («B. O. del E.» núm. 284, de 26 de noviembre de 1980).

(19) Este tema es considerado con mucha amplitud en 50-SG-D9, al que dedica los capítulos 12, 13 y 14.

(20) Esta importante cuestión ha sido objeto de consideración en el Informe emitido por la Ponencia especial (de la Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios) relativo a los informes del primer y segundo semestre de 1983 del consejo de Seguridad Nuclear («B. O. de las Cortes Generales»). Congreso de los Diputados. Asuntos Diversos, 21-12-84). En ese informe, la Ponencia especial «expresa su preocupación respecto del valor de los datos... (sobre dosimetría personal) ... en base a los precarios controles existentes sobre los centros de dosimetría».

deben instalar monitores fijos, de funcionamiento continuo provistos de sistemas de registro, alarma local y en control. Es importante que el margen de medida de los instrumentos incluya el máximo nivel previsible tanto en circunstancias normales de explotación como en caso de accidentes.

Para la vigilancia de líquidos se pueden utilizar dos procedimientos, o bien la vigilancia de la radiactividad en el exterior del sistema que contiene o por el que circula el líquido, o bien en el interior por medio de detectores sumergidos. El primer sistema se podrá usar cuando el contaminante emita fotones penetrantes, ya que de otra manera las paredes del recinto de contención de la tubería de recirculación detendrán las partículas cargadas y los fotones de baja energía. Para estos usos se emplean con preferencia los contadores Geiger-Müller o cámaras de ionización especiales. En el caso de que el contaminante se desintegre emitiendo partículas cargadas o fotones de muy baja energía, convendrá utilizar un detector de centelleo sumergido, provisto de un circuito discriminador de energía con lo que se obtienen muy buenas medidas.

En lo que se refiere a la vigilancia de gases, conviene distinguir entre los contaminantes gaseosos y los contaminantes en suspensión. Para el primer caso se utilizan las cámaras de ionización, entre cuyos electrodos se hace pasar el gas a medir, previamente filtrado. Si el posible contaminante es un emisor gamma, tal como el ^{41}A o el ^{133}Xe , se puede utilizar entonces detectores externos al recipiente de contención o a la tubería de recirculación.

En el caso de contaminantes en suspensión, se utilizan dispositivos provistos de un sistema de aspiración de la atmósfera contaminada, de un filtro donde se retienen las partículas y de un detector que mide la radiactividad acumulada en el filtro. Para poder disponer de medidas adecuadas es necesario que el sistema de succión funcione a caudal constante, aún a pesar de que la pérdida de carga a través del filtro varíe con el tiempo, o disponga de un totalizador. El sistema filtrante puede ser móvil o fijo y el detector es, por lo general, un Geiger-Müller o un detector de centelleo. En el uso de estos aparatos es necesario tener en cuenta que en el filtro se retienen también los descendientes del radón y del torón, alcanzándose el equilibrio al cabo de 4 horas de funcionamiento. Después de alcanzado el equilibrio, un aparato de este tipo puede resultar extraordinariamente sensible en la detección de pequeñas variaciones en el contaminante en suspensión.

La vigilancia ambiental debe incorporar equipos y procedimientos que sean capaces de detectar cualquier aumento significativo de radiactividad por encima del nivel natural. Se ha de medir la radiación externa, las concentraciones de

yodo y partículas radiactivas en aire y agua, así como la contaminación de la tierra y la vegetación. Algunas medidas podrán hacerse de forma continuada, mientras que la mayoría han de integrarse sobre valores de tiempo previamente especificados. Los programas de vigilancia ambiental se encuentran bien especificados en la guía de seguridad, GSN-11/79.

Vigilancia de efluentes radiactivos líquidos liberados en centrales nucleares de potencia, editada por la Junta de Energía Nuclear.

Dado el carácter de esta temática, la vigilancia de la radiactividad, en sus diversos aspectos, ha sido objeto de prescripciones y puntualidades de la autoridad española, que han aparecido en las diversas autorizaciones concedidas a centrales nucleares. Sólo a título de ejemplo se señalan algunas.

En lo que se refiere a la vigilancia de procesos, el apartado A. 3. del Apéndice A de la Autorización de construcción de Trillo I (21) se contienen algunos requisitos específicos. Por ejemplo, al referirse al vertido de residuos líquidos se señala que tal vertido habrá de quedar impedido si

- El detector gamma de la tubería de descarga mide una actividad específica superior a las cinco décimas de milicurio por metro cúbico.
- El detector gamma se encuentra averiado, sin fuente de energía o ha sido retirado de su lugar de operación.

Aunque prescripciones de este tipo no se encuentran en todas las autorizaciones, su carácter fundamental implica que han de cumplirse en todos los casos. Por ello, ante circunstancias similares, conviene tener **pirámides normativas** completas que regulen estas cuestiones con carácter global.

En lo que se refiere a la vigilancia ambiental, prescripciones como la siguiente, en este caso referida a Valdecaballeros (22), son características del modo como la Autoridad española ha resuelto la situación.

«En el plazo de un año el titular someterá a aprobación un programa de vigilancia y control de la radiactividad. El titular presentará, dentro del primer trimestre de cada año natural, un informe que contenga los resultados de dicho programa.»

CONSIDERACIONES FUNDAMENTALES SOBRE EL CALCULO DEL SISTEMA DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS

Seguidamente se formulan algunas consideraciones muy elementales en relación con el cálculo de los sistemas de tratamiento de residuos radiactivos gaseosos y líquidos.

En los sistemas actualmente en uso, e incluso en los previstos para el próximo futuro, el principio físico fundamental sobre el que se basa el sistema de tratamiento de **residuos radiactivos gaseosos** es la desintegración radiactiva. Los gases que llegan al sistema tienen una composición isotópica compleja, que en principio incluye todos los gases nobles de fisión y de activación, así como los gases de arrastre. A medida que los gases pasan a través del sistema de tratamiento, la composición isotópica se simplifica, al ir desapareciendo los de vida más corta. En esta desaparición sin embargo es necesario tener muy en cuenta las cadenas de desintegración a que dan lugar los distintos radionucleidos, ya que en algunas ocasiones los productos de desintegración son radiactivos y aparecen en otras partes del sistema.

Considerando el sistema de tratamiento como un conjunto en serie de compartimentos por los que pasa sucesivamente la corriente de gases, en cada uno la composición isotópica de los gases dependerá de la composición isotópica que penetra en el sistema y de los tiempos de tránsito a través de cada uno de los compartimentos.

El tiempo de residencia de un componente del sistema es el tiempo que una molécula del gas tarda en pasar a través del componente. Si el componente en consideración no dispone de un medio absorbente, como por ejemplo, una línea de retardo o un tanque de expansión, el tiempo de residencia es el cociente entre el volumen del componente ocupado por el gas y el caudal de éste evaluado a la presión y temperatura de trabajo del componente.

Si el componente contiene un medio capaz de absorber el gas, por ejemplo un lecho de carbón activo, el tiempo de residencia del gas en el componente es el producto del coeficiente de absorción dinámica y de la masa del absorbente, dividido por el caudal volumétrico del gas, estimado a la presión y temperatura de trabajo del lecho. El coeficiente de absorción dinámica depende de las condiciones de trabajo del lecho y del elemento retenido, por lo que para lechos de carbón activo los tiempos de residencia son distintos para los distintos elementos, éste no es el caso de los sistemas de retardo a base de laberintos o tanques de expansión.

El tratamiento de **residuos radiactivos líquidos** consiste en esencial en llevar a cabo una serie de operaciones capaces de trasladar los contaminantes del fluido a un sólido que pueda posteriormente ser almacenado de forma

(21) Apéndice A.3.3.2. Autorización de construcción de Trillo I («B. O. del E.» núm. 204, de 25 de agosto de 1979).

(22) Condición 16 de la Autorización de construcción de Valdecaballeros («B. O. del E.» número 204, de 25 de agosto de 1979).

temporal o permanente. Tales operaciones se basan en tres operaciones químicas: a) la filtración; b) la evaporación, y c) el cambio de ión.

La teoría y cálculo de los correspondientes sistemas y componentes es muy conocida, tan sólo se reitera que la filtración es aplicable para materiales en suspensión de un tamaño determinado, del orden de las micras, que depende de las características del filtro. Por evaporación se consiguen factores de descontaminación entre concentrado y destilado de hasta 10^5 y 10^6 . Los factores de descontaminación que se alcanzan con el cambio de ión son mucho más modestos, del orden de 100 para el yodo, 1.000 para el cobalto y prácticamente despreciable en el caso del cesio, excepto con resinas fenólicas.

RESUMEN Y CONCLUSIONES

Lo anteriormente expuesto puede resumirse en forma de conclusiones, como sigue:

Primera. Sobre pirámide normativa. Toda actividad peligrosa ha de estar regulada con el objetivo de hacerla segura. El diseño de las estructuras, sistemas y componentes que requieren los requisitos de protección contra las radiaciones ionizantes debe hacerse de acuerdo con los documentos correspondientes de la pirámide normativa. Sólo los países más desarrollados en lo nuclear disponen de pirámides normativas completas. La española es incompleta y deforme. Sin embargo, en la práctica, la pirámide se completa haciendo uso de los documentos del país de origen de los proyectos o de organismos internacionales. En lo que se refiere al diseño, resulta de especial relevancia el documento 50-SG-D9 de la serie NUSS del OIEA.

Segunda. Sobre criterios básicos de proyecto. El proyecto de los sistemas de protección contra las radiaciones que se incorporan a las centrales nucleares se basan en la aplicación del «sistema de limitación de dosis», que incluye los conocidos criterios de la justificación, la optimización y la limitación de la dosis individual. De todos ellos, el **criterio de la optimización**, o criterio ALARA, es el más significativo y también el

más difícil de llevar a la práctica en términos cuantitativos. Esta dificultad se resuelve aplicando el método de referencia y optimizando las variaciones deseadas.

Tercera. Sobre el balance de radiactividad durante la explotación normal. La transformación de la energía nuclear en energía eléctrica en las centrales nucleares va acompañada de la producción de cantidades muy significativas de radionucleidos de muy diversa naturaleza. El reactor nuclear actúa como un amplificador de la radiactividad. Aunque la mayor parte de ésta permanece en el interior del combustible, una fracción significativa desde el punto de vista de la protección, se genera o pasa al refrigerante-moderador, a través del cual se distribuye por la central y se acumula en los sistemas de tratamiento de los fluidos radiactivos. El diseño del sistema de protección contra las radiaciones ionizantes precisa el conocimiento de la acumulación y distribución de los radionucleidos.

Cuarta. Sobre la distribución de zonas de radiación. A fines de protección contra las radiaciones ionizantes, la central nuclear se divide en zonas de acuerdo con el nivel esperado de radiación y contaminación. El parámetro más importante que separa las zonas controladas de las no controladas es la tasa de dosis equivalente de uno con cinco rem al año. No obstante, por debajo de dicho valor se suelen contemplar dos zonas, la incontrolada y la vigilada; mientras que por encima se consideran distintas zonas controladas, en las que el acceso se encuentra limitado o prohibido. Cada país tiene sus requisitos particulares, si bien los recomendados por las Directivas de Euratom tienen una gran aceptación.

Quinta. Sobre el proyecto del blindaje. El proyecto del blindaje de las distintas fuentes de radiación ha de comenzar por determinar la intensidad y características de las fuentes a blindar, así como las atenuaciones a conseguir, las cuales dependen de las zonas de radiación donde se localice la fuente. Seguidamente se aplican métodos bien conocidos, cuya complejidad y detalle sea acorde con la importancia del problema a resolver. Por lo general, se suele utilizar el método de la referencia y se realizan ejercicios de optimización y mejora a

partir de los requisitos básicos de la central de referencia elegida.

Sexta. Sobre el proyecto del sistema de ventilación. Desde el punto de vista de la protección contra las radiaciones ionizantes, el objetivo fundamental del sistema de ventilación consiste en reducir el nivel de contaminación de cada área a los valores especificados en su definición. Aparte de ello, también son objetivos la extracción de calor y el confort del personal de explotación. Entre los requisitos de detalle, cabe hacer mención de que el sistema de ventilación no ha de producir la contaminación de áreas limpias, ni en funcionamiento normal ni en caso de pérdida de energía eléctrica. En las centrales nucleares es especialmente importante el proyecto de las bancadas de filtración, incluyendo los lechos de alta eficacia y los de carbón activo. Se han de prever sistemas para la medida periódica de la eficacia de los lechos filtrantes y para su remoción y sustitución sin riesgos indebidos.

Séptima. Sobre el proyecto del sistema de vigilancia de la radiactividad. Se ha de prever el diseño de un sistema de vigilancia de la radiactividad que incluya la dosimetría personal, la vigilancia de áreas, de procesos y de la radiactividad ambiental. El sistema habrá de incluir las condiciones normales de explotación, así como los accidentes previsibles. A este último fin se instalarán detectores cuyo margen de medida incluya las condiciones accidentales, igualmente se preverán medios de descontaminación y control de los residuos producidos.

Octava. Sobre el proyecto de los sistemas de tratamiento de residuos. El diseño del sistema de tratamiento de residuos tiene como objetivo fundamental reducir los escapes al exterior por debajo de los límites establecidos por la autoridad. En el caso de España, los límites primarios han sido establecidos por la autoridad, caso por caso, como parte de los condicionados anexos a las autoridades de construcción de las distintas centrales y basados en la práctica de los EE. UU. Tales límites primarios, dosis en el exterior, son posteriormente traducidos a tasas de emisión, de donde se determinan los factores de descontaminación que han de satisfacer los métodos de tratamiento.