

S. JAVIER ORTIZ GUTIÉRREZ

DESMANTELAMIENTO DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN. EL REACTOR ARGOS

El ARGOS es un reactor de investigación tipo argonauta, instalado en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona, siendo la Universidad Politécnica de Cataluña su titular. Ha estado operativo entre 1963 y 1977, funcionando con permisos otorgados por la antigua Junta de Energía Nuclear. En 1992 se descargó el combustible de su núcleo que fue trasladado al Reino Unido. En la actualidad dispone de un programa de descontaminación y desmantelamiento en orden a conseguir su clausura. Ésta habrá de entenderse como la recuperación del emplazamiento sin ningún tipo de restricciones radiológicas.

INTRODUCCIÓN

Por desmantelamiento de una instalación nuclear o radiactiva se entiende el conjunto de actividades realizadas a partir del cese definitivo de la explotación de la instalación, que permitirán emitir la declaración de su clausura, con la consiguiente desclasificación de la instalación y la liberación, total o restringida, del emplazamiento. El desmantelamiento pues, supone la fase final de la vida operacional de una instalación que comienza con la parada de sus actividades. Dentro del desmantelamiento o clausura de una instalación, y de acuerdo con los límites de restricción a la que estará sometido el emplazamiento donde se ubica, se pueden considerar tres niveles definidos para estos procesos:

- Nivel 1: Es un acto técnico-administrativo que supone el mantenimiento indefinido de la instalación en la situación de parada segura.
- Nivel 2: Desmantelamiento de las partes convencionales y de las partes activas de la instalación, excluido el reactor nuclear en el caso de reactores.
- Nivel 3: Desmantelamiento total dejando el emplazamiento en condiciones tales que pueda ser utilizado sin ningún tipo de restricción por causas radiológicas.

El organismo regulador vigilará que el licenciario lleve a cabo el desmantelamiento de forma que la seguridad de los trabajadores que intervienen en las operaciones y de la población y del medio ambiente en general esté garantizada. La situación óptima sería que a la vez que se diseña y construyera una instalación, se elaborase un Plan Preliminar de Desmantelamiento; un

año, o incluso dos, antes de la parada programada, el titular debería desarrollar un Plan Detallado. La realidad es que en el momento en el que se decide una parada programada no existe dicho plan y, evidentemente, mucho menos, si la parada definitiva es debida a un accidente.

Independientemente de estas circunstancias, el Plan de Desmantelamiento debe contemplar, al menos, los siguientes aspectos:

- Descripción de la instalación. Incluirá descripción física de la misma, equipos y sistemas que la componen, historia, incidencias, si las hubiere habido, inventario del material radiactivo y control radiológico.
 - Estrategia del desmantelamiento. Se indicará el objetivo del desmantelamiento, opciones posibles para llevarlo a cabo y justificación de la opción elegida. Criterios de seguridad, estimación del volumen de residuos que se generarán y gestión de los mismos.
 - Gestión del proyecto, que incluirá: medios de los que se dispone para acometer las operaciones, organización y responsabilidades, programación de fases y tareas, plan de vigilancia, informes y registros, así como costes y financiación.
 - Medidas de seguridad. Se describirán los sistemas de protección radiológica, equipos de medida y estimación de dosis; seguridad física y control de materiales, análisis de riesgos, programa de garantía de calidad y control radiológico final.
 - Informe final del desmantelamiento. Resumirá las operaciones realizadas, adelantará una propuesta de programa de vigilancia y control, así como de actividades futuras.
- Para acometer la coordinación de las actividades

de la clausura de una instalación, el organismo regulador recurrirá a la normativa general aplicable, si bien, cada caso debe examinarse de forma particular, estableciendo una relación de cooperación con el titular.

A continuación, se exponen los criterios empleados en la descontaminación y desmantelamiento del reactor de investigación ARGOS, que sigue, en términos generales, las líneas de actuación expuestas anteriormente.

DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN

El reactor nuclear experimental ARGOS forma parte del conjunto de 27 reactores tipo ARGONAUT del Laboratorio de Argone (USA), que han operado en el mundo desde 1957 y cuyos objetivos básicos eran la operación segura y flexible, a baja potencia, en centros universitarios de investigación y la formación de personal cualificado.

Es, por tanto, un reactor térmico heterogéneo que utilizaba uranio con un enriquecimiento mínimo en U-235 del 20%, en elementos tipo placa con vaina de aluminio, moderados por agua ligera y grafito, refrigerados por agua ligera a la temperatura y presión ambiente, y reflectado por grafito. El control se realizaba con barras de cadmio.

Está ubicado en el edificio de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona (ET-SIIB), de la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC). Fue construido en 1960 por la Junta de Energía Nuclear (JEN), con fines docentes y de investigación, y alcanzó su primera criticidad en junio de 1961 en la propia JEN. El reactor fue trasladado y montado en la ETSIIB durante 1962, iniciando la operación un año

después. Operó durante el período 1963-1977, con un permiso provisional otorgado por la JEN el 16 de enero de 1963 y prorrogado posteriormente, el 6 de marzo de 1964.

En el período inicial de operación (1963-1964), operó con carga simple (6 elementos combustibles) y en 1964 operó con carga doble de uranio (12 elementos combustibles) y realizó, entre otras experiencias, la de oscilación de reactividad y control automático. En 1971 se establecieron restricciones en el régimen de operación, tanto en el nivel de potencia, como en el tipo de experiencias a realizar. Aunque la potencia de diseño era de 10 kW térmicos, el reactor operó de 1963 a 1970 con una restricción de potencia de unos 100 w y máximos de 1 kW, debido a las características del blindaje del reactor y a los niveles de flujo neutrónico permitidos en la sala de control. A partir de 1971 los niveles de potencia se limitaron a 1w.

El reactor se paró definitivamente, en 1977, y en 1987, de acuerdo con las recomendaciones del CSN y por Resolución de la DGE, la Universidad Politécnica de Cataluña inició los estudios para proceder a la clausura de la instalación.

A efectos del desmantelamiento se entiende por reactor ARGOS, el conjunto de sistemas y componentes que constituyen la unidad generadora de potencia, exceptuando el combustible. Incluye los elementos estructurales del núcleo, reflectores, blindajes, estructuras soporte, instrumentación, control nuclear, sistemas para experimentación, sistemas de extracción de potencia y sistemas de purificación del agua del primario. Todo ello ubicado en el interior del edificio del reactor y situado en tres zonas diferenciadas, dos sobre el nivel del suelo de la nave del reactor, y una por debajo del mismo.

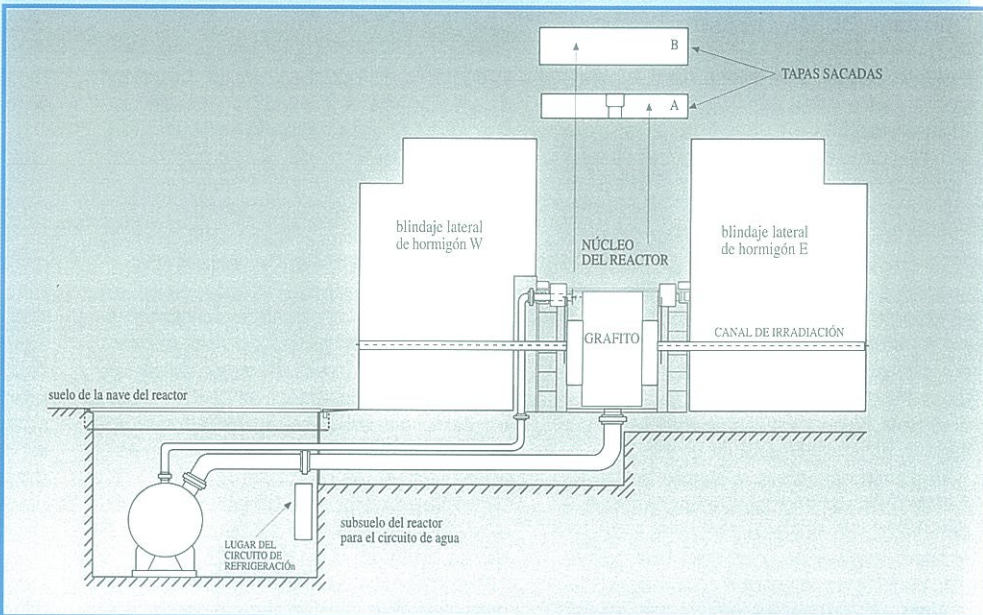
El blindaje constituido por los bloques de hormigón de distintos tamaños, un blindaje especial y la tapa del núcleo se encuentran en la estructura superior.

El reactor, (núcleo y sus reflectores asociados), los diferentes elementos para control, detección y experimentación (columna térmica y tanque de agua), y los blindajes de estos componentes se encuentran, también, sobre el nivel del suelo de la nave del reactor, conformando la estructura inferior.

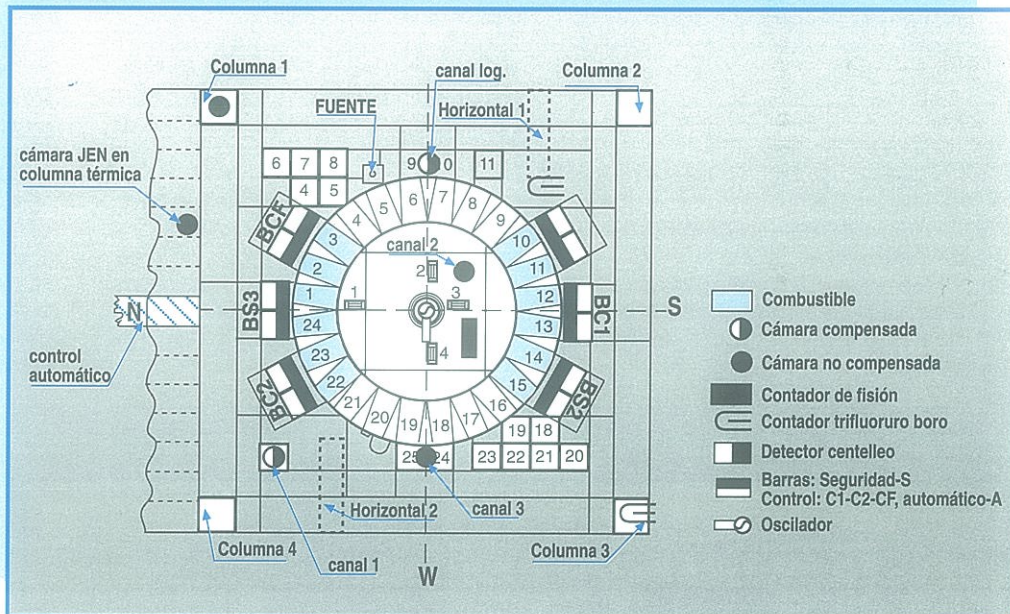
Por último, el circuito de refrigeración, es lo que se encuentra situado por debajo del nivel del suelo de la nave. Incluye todos los circuitos y tanques correspondientes al sistema de refrigeración del reactor y de purificación del agua empleada.

En las figuras 1, 2 y 3⁽¹⁾ se ha representado, res-

F I - Perspectiva del conjunto del reactor Argos. Reactor situado en la nave del edificio y la consola y los paneles en la sala de control



F II - Sección horizontal de la parte superior del núcleo del reactor Argos con doble carga de combustible y disposición del reflector interior y exterior, elementos de control, medida, dispositivos experimentales y fuente de neutrones de arranque. Dimensiones de la base de 152.4x152.4 cm



pectivamente, una perspectiva del reactor, la sección horizontal del núcleo y una sección vertical del reactor donde se ve la posición del circuito de refrigeración

ESTRATEGIA Y GESTIÓN DEL DESMANTELAMIENTO

En 1994, la Universidad Politécnica de Cataluña solicitaba a la DGE autorización para llevar a cabo el desmantelamiento de la instalación, presentando la documentación: "Proyecto de Desmantelamiento del Reactor Nuclear Experimental ARGOS".

La estrategia de la clausura del ARGOS está siguiendo, fundamentalmente, el proceso de des-

mantelamiento usual para los reactores de investigación.

Inicialmente hubo, un período de varios años, 1977-1992, en el nivel 1, durante el cual, el reactor permaneció en situación de parada, con núcleo cargado de combustible (19 kg de U, enriquecido al 20% en U-235) y una reserva de combustible nuevo (0.84 kg del 20%). Durante el período en el que el reactor ha permanecido no operativo, la instalación ha estado sometida al régimen de reglamentaciones internacionales

(1) Figuras aportadas por la UPC en el Proyecto de Desmantelamiento del Reactor Nuclear Experimental ARGOS

sobre salvaguardias y control de sustancias nucleares suscritas por el Gobierno Español.

A principios de 1992, la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) solicitó, ante la Dirección General de la Energía, permiso para la retirada y transporte al Reino Unido del combustible del reactor. Por Resolución de 12 de mayo de 1992, dicha Dirección General, previa apreciación favorable del CSN, autorizó a ENRESA lo solicitado, siendo descargado el combustible del núcleo del reactor el día 29 de junio de 1992, procediendo a su traslado, de éste y del que existía de reserva, el día 15 de julio. Con la retirada del combustible se entra en el nivel 2 de utilización del emplazamiento con restricciones, período que se extiende desde 1992 hasta la actualidad.

Finalmente, las acciones que se están llevando a cabo en estos momentos abren el nivel 3.

A efectos administrativos, la clausura del reactor ARGOS, más que como la suspensión definitiva de la licencia de operación, habrá de entenderse como la regularización administrativa del mismo, mediante su descontaminación y desmantelamiento (D/D), asegurando que el estado radiológico final del emplazamiento permita el uso del mismo sin restricciones de tipo radiológico.

Antes de iniciar las operaciones de D/D, ha sido necesario definir algunos aspectos de planificación, importantes para una correcta ejecución de las operaciones. Éstos son:

- Financiación del proyecto.
- Designación del grupo de trabajo. (propio de la UPC o externo).
- Contrato con ENRESA para la retirada del material radiactivo.
- Acuerdos con la Junta de Residuos del Departamento de Medio Ambiente, para la retirada del material inerte hacia un vertedero autorizado.

MEDIDAS DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.

En el reactor ARGOS se considera que el correcto desarrollo de las operaciones de D/D, desde el punto de vista de la seguridad y la protección radiológica, queda garantizado mediante la cualificación y experiencia del equipo que va a realizarlas, así como mediante la presencia de un Jefe de Servicio de Protección Radiológica (SPR) o una Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR), con experiencia en desmantelamiento.

Como etapa inicial de las actividades de D/D, se ha procedido a la identificación del material radiactivo ubicado en las dependencias del reactor. Además, se ha realizado un estudio de los niveles de dosis de cada una de las salas, así como de los niveles de contaminación, estableciendo un mapa radiológico de dosis equivalente gamma en las diversas dependencias.

Los niveles más altos encontrados corresponden al interior del blindaje de dos sondas de medidas de densidad y humedad de $^{226}\text{Ra}/\text{Be}$, (50 y 120 $\mu\text{Sv/h}$.) y a un punto (interior del blindaje de protección de la columna térmica, donde se almacenan las fuentes y equipos radiactivos, que presenta un valor de unos 17 $\mu\text{Sv/h}$). Prácticamente todos los demás valores están alrededor de los 0.15 - 0.2 $\mu\text{Sv/h}$.

En cuanto a las fuentes radiactivas existentes en la instalación, están ya iniciadas las gestiones con ENRESA para que las mismas sean retiradas. Los resultados preliminares de los niveles de contaminación alfa y beta-gamma no revelan ninguna anomalía del reactor, ni en la superficie de su blindaje, ni en paredes y suelo del edificio. Tampoco se han detectado niveles significativos de contaminación, por encima del fondo, en la sala de efluentes. Los valores más representativos en la nave del reactor fueron alfa: 0.03 s^{-1} y beta-gamma: 4 s^{-1} , que corresponden a los valores de fondo natural.

En relación con los niveles de dosis equivalente de neutrones cabe decir que en el interior del reactor se halla la fuente de arranque cuya producción de neutrones máxima (para 37 GBq. -1 Ci- de ^{241}Am con Be) es de 2.5×10^6 n/s. Además, en la instalación se encuentran presentes otros dos equipos de detección de densidad/humedad, cuya producción de neutrones máxima (para 185 MBq. -5 mCi- de ^{226}Ra con Be) se estima en 9.3×10^4 n/s y una fuente más de neutrones de $^{226}\text{Ra}/\text{Be}$ (92,5 MBq. -21.5 mCi-) con producción máxima de neutrones de 4×10^5 n/s. De acuerdo con las medidas efectuadas, puede concluirse que, en la situación actual, la fuente de neutrones de arranque del reactor, debido a su blindaje no produce flujo neutrónico significativo en el exterior del mismo y, por tanto, no produce dosis en la nave donde se ubica el reactor. La dosis neutrónica de los equipos de densidad, a 1 m es 1.1 $\mu\text{Sv/h}$; y la dosis inducida por la fuente de neutrones de la sala de efluentes, cuyo blindaje de parafina y plomo no se considera eficaz, es, a 1 m, de 4.5 $\mu\text{Sv/h}$.

También se han revisado los datos referentes a la activación de materiales, calculados mediante el Código ORIGEN, habiendo utilizado para el cálculo datos de operación del reactor, complementados, en aquellos casos en los que la información era escasa, con datos genéricos. Las aproximaciones empleadas para describir la historia de operación y determinar los niveles de flujo neutrónico en el reactor pueden considerarse conservadoras. Se ha tenido en cuenta, tanto la activación debida a la operación del reactor, como la producida por la presencia de la fuente de arranque.

Los resultados obtenidos indican que solamente los componentes que contienen acero inoxidable pueden tener un nivel de activación significativo, por lo que en las operaciones de D/D habrá de prestarse la debida atención a estos materiales.

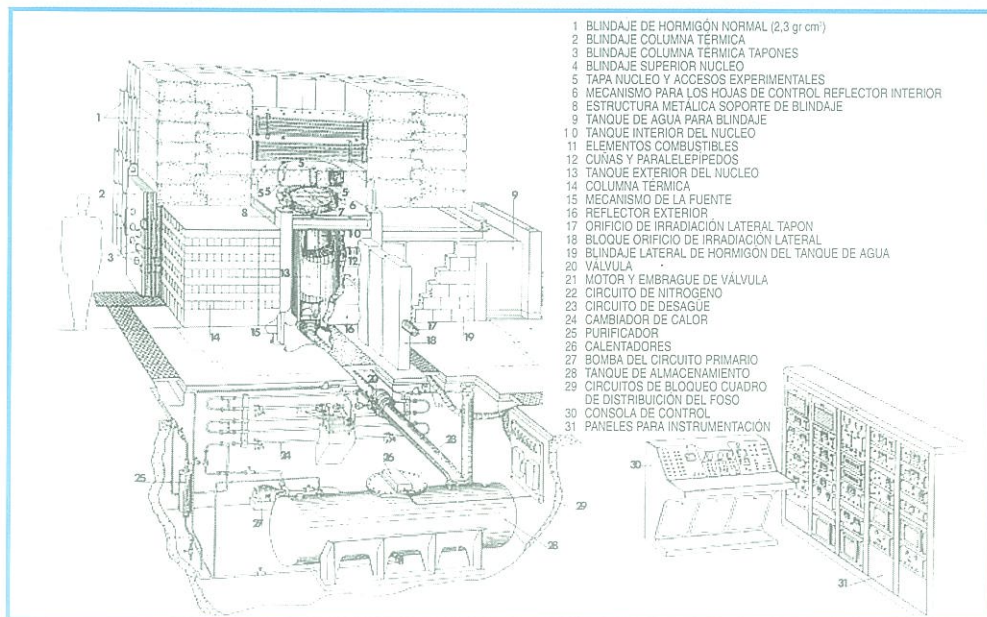
No puede finalizarse este apartado sin hacer, al menos sucintamente, algunas consideraciones sobre la protección radiológica aplicable al desarrollo de las operaciones de D/D. Ahora bien, teniendo en cuenta tanto las características técnicas del reactor como las condiciones y tiempo en las que ha estado operativo, puede establecerse que la protección radiológica durante la ejecución de estas operaciones no va a representar una dificultad especial.

La experiencia con otros reactores del mismo tipo corrobora que el desmantelamiento del ARGOS puede realizarse mediante técnicas manuales convencionales, dado las bajas tasas de exposición encontradas, si se exceptúan las distintas fuentes de radiación beta-gamma y neutrónica que actualmente se almacenan en la instalación.

GENERACIÓN DE RESIDUOS

Antes de afrontar cualquier proceso de desmantelamiento hay que

F III - Sección vertical W-E del reactor y del sistema de refrigeración, con los elementos de blindaje lateral de hormigón y tapas superiores



determinar los niveles de desclasificación de los materiales residuales, de manera que se puedan acotar o separar la fracción de material residual considerado radiactivo, de la fracción de material residual que quedaría sujeto a consideraciones estrictamente convencionales. La salida de materiales potencialmente contaminados de instalaciones sujetas a control regulador, se tendrá que realizar mediante autorización expresa para dicha instalación.

Los residuos generados en el desmantelamiento se pueden agrupar en tres grandes clases de materiales para las que se proponen formas de gestión diferentes:

- Materiales radiactivos. Las fuentes y material radiactivo existentes en la instalación, así como todo el material residual generado que se considere radiactivo, será retirado por ENRESA en la forma que con ella se acuerde.

- Materiales no radiactivos. Las estructuras, sistemas y componentes de la instalación no radiactivos, pueden considerarse exentos de control regulador. Esta partida de residuos consiste, fundamentalmente, en objetos, componentes y mobiliario presente en las diversas salas y talleres de la instalación, en los que las medidas de contaminación realizadas permitan asegurar que no hay radiactividad.

- Materiales susceptibles de exención. Prácticamente la totalidad de los materiales que hayan sido ligeramente activados (hierro, acero, aluminio, grafito, hormigón, etc.), resultantes de las operaciones de D/D, podrán ser evacuados, reciclados o reutilizados, al aplicarles el régimen de "exención de control regulador". No obstante, los bajos niveles de actividad permitidos en los materiales desclasificados hacen que el control de estos materiales residuales sea un factor clave y crítico en el proceso de desmantelamiento.

Es preciso abordar un programa de monitorización y control que referencie y documente todo el material desclasificado que salga de la instalación. Este programa ha de tener una estructura autoconsistente y ser independiente del programa de vigilancia radiológica que se vaya a llevar a cabo durante las tareas de desmontaje de las estructuras y contemplar un informe final de control de los materiales desclasificados, donde se incluirá, al menos, la siguiente información:

- Descripción pormenorizada de la instrumentación y de los métodos de medida de la contaminación.

- Documentación sobre concentración máxima de actividad y sobre contaminación superficial, a cumplimentar en la salida de cada partida homogénea de material:

- Informe final sobre salida de materiales procedentes del desmantelamiento de la instalación.

VERIFICACIÓN RADIOLÓGICA E INFORME FINAL

El objetivo final del proceso de desmantelamiento del reactor ARGOS es la reutilización de los edificios, ubicando en ellos una instalación radiactiva de segunda categoría. El programa de

verificación radiológica final debe ser completo, alcanzando a todas las estancias del edificio donde está ubicada la sala del reactor y al exterior de ésta, especialmente las zonas que se hayan utilizado como almacenamiento transitorio de material residual (radiactivo o no). Debe incluir, además, información pormenorizada sobre:

- Diseño y objetivo del programa, radionucleidos a detectar, criterios a aplicar, etc.
- Garantía de calidad, conservación de muestras, etc.
- Procedimientos utilizados, muestreo para las medidas, determinación de fondos radiológicos, documentación y archivos, etc.
- Instrumentación empleada, técnicas de verificación, etc.

Todos estos aspectos serán recogidos en un informe final que detallará debidamente el transcurso de las operaciones, las dosis recibidas por el personal, las incidencias, si las hubiera, y cualquier otro aspecto relevante para la seguridad y protección radiológica.

CONCLUSIONES

Según lo expuesto, se considera que las operaciones de descontaminación y desmantelamiento del ARGOS pueden ser llevadas a cabo de forma adecuada de acuerdo con las normas básicas de seguridad y protección radiológica. Como resumen, y a modo de conclusión, se recogen, seguidamente, los aspectos más importantes de estas operaciones.

Las técnicas y procedimientos para el desmantelamiento del ARGOS son sencillas, ya que la construcción de los reactores tipo ARGONAUT es tipo mecano, por lo que sólo será necesario el empleo de herramientas ligeras y la ayuda de la grúa presente en la sala del reactor. Esta consideración viene avalada por la experiencia adquirida en el desmantelamiento de otros reactores de este tipo.

De acuerdo con el historial operativo, puede establecerse que la bajísima irradiación que han sufrido los materiales del reactor hace que la actividad específica media sea muy inferior a 1 Bq/g para todos ellos, siendo la única excepción algunos componentes de acero inoxidable.

El programa de monitorización y control de los materiales residuales que no se gestionen como residuos radiactivos, ha de ser autoconsistente, diferenciándose del programa de vigilancia radiológica a seguir durante las obras de desmontaje de las estructuras. Este programa estará sometido a un control de garantía de calidad.

El material radiactivo existente en la instalación y los residuos radiactivos que se generen durante el desmantelamiento deberán ser gestionados de manera que cumplan con los criterios de aceptación establecidos por ENRESA para los "Pequeños Productores".

La verificación radiológica final de la instalación se extenderá a la totalidad de los edificios y zonas potencialmente afectadas, bien por la operación del reactor o por su proceso de desmantelamiento.

Por último, concluidas las operaciones de D/D, y antes de solicitar la clausura de la instalación, el

titular deberá presentar ante el CSN la siguiente documentación:

- Informe Final del Desmantelamiento
- Informe Radiológico Final.
- Informe sobre la Salida de Material Desclasificado

REFERENCIAS

1.- "Decommissioning Techniques for Research Reactors". *Technical Reports Series*, N° 373. IAEA. Vienna, December 1994.

2.- "Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities". *Technical Reports Series*, N° 351. IAEA. Vienna, March 1994.

3.- "Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management". *Technical Reports Series*, N° 230. IAEA. Vienna, December 1983.

4.- "Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning". *Technical Reports Series*, N° 249. IAEA. Vienna, August 1985.

5.- "Safety in Decommissioning of Research reactors". *Safety Series*, N° 74. IAEA. Vienna, February 1986.

6.- "The Regulatory Process for the Decommissioning of Nuclear Facilities". *Safety Series*, N° 105. IAEA. Vienna, July 1990.



S. Javier ORTIZ GUTIÉRREZ es Licenciado y Doctor en Ciencias Químicas por la Universidad Autónoma de Madrid. En 1973 ingresó en la Junta de Energía Nuclear, hoy CIEMAT, donde desarrolló trabajos relacionados con la gestión de los residuos radiactivos y de investigación en el tratamiento de los mismos. Adquirió, asimismo, experiencia en los campos de la seguridad y protección radiológica en el funcionamiento de instalaciones radiactivas y nucleares. En 1991, se traslada al Consejo de Seguridad Nuclear, donde realiza trabajos de control, seguimiento e inspección de instalaciones radiactivas y nucleares. En la actualidad, está encargado del control de las actividades de desmantelamiento de las instalaciones de investigación y de las del ciclo del combustible. Ha realizado también, diversos trabajos de investigación en colaboración con la Universidad Autónoma de Madrid.