Revista del CSN / Número 40
III Trimestre 2006

Seguridad Nuclear

El sistema establecido en España para la desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo

La retención del corium fundido dentro de la vasija: los proyectos RASPLAV y MASCA

Especificaciones actuales de la ficha técnica de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en Epaña

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, ARN

Seguridad Nuclear
Revista del CSN
Año X / Número 40
III Trimestre 2006

Directora
María-Teresa Estevan Bolea

Comité de redacción
José Ángel Azuara Solís
Julio Barceló Vernet
Antonio Luis Iglesias Martín
Carmen Martínez Ten
Ana Villuendas Adé

Consejo de Seguridad Nuclear
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11
28040 Madrid
Tel.: 91 346 04 25
Fax: 91 346 05 58
www.csn.es

Coordinación editorial
Senda Editorial, S.A.
Isla de Saipán, 47
28035 Madrid
Tel.: 91 373 47 50
Fax: 91 316 91 77

Impresión
Grafistaff, S.L.
Avenida del Jarama, 24
Polígono Industrial de Coslada
28820 Coslada (Madrid)
Tels.: 91 673 77 14
91 673 77 97
Fax: 91 669 11 37

ISSN: 1136-7806
D. Legal: M-31281-1996
Portada: Residuos.

Las opiniones y conceptos recogidos en esta publicación son responsabilidad exclusiva de sus autores, sin que la revista *Seguridad Nuclear* las comparta necesariamente.

S U M A R I O

Editorial

Artículos técnicos

El sistema establecido en España para la desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo
Julia López de la Higuera, Lucila Mª Ramos y Juan Carlos Lentijo

7

La retención del corium fundido dentro de la vasija: los proyectos RASPLAV y MASCA
Fernando Robledo

11

Especificaciones actuales de la ficha técnica de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España
A. Cortés-Blanco

21

Artículos divulgativos

Revisión de las principales actuaciones del CSN en los últimos años

29

Los organismos reguladores nucleares en el mundo
La Autoridad Reguladora Nuclear de Argentina (ARN)

34

Actualidad

Centrales nucleares / Acuerdos del Consejo / Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento / Instalaciones radiactivas / Actuaciones en emergencias / Asesoría jurídica

Noticias breves

Resúmenes

Editorial

Este año, el Organismo Internacional de la Energía Atómica celebra su 50º aniversario, con este motivo y en el marco de la Conferencia General, se han realizado una serie de actos conmemorativos, como visitas, conferencias y una exposición sobre tecnología y seguridad nuclear, en la que el CSN participó junto con otras instituciones y organismos españoles.

El primero de los artículos de este número recoge los criterios y la metodología reconocidos por los organismos e instituciones internacionales para el control de la gestión de residuos con muy bajo contenido radiactivo, las prácticas y posiciones de otros países al respecto, así como el sistema español de desclasificación de estos residuos para su gestión por vías convencionales y las funciones que el CSN tiene en este proceso desde el punto de vista regulador.

Se presenta asimismo un resumen de los principales resultados obtenidos en los distintos proyectos internacionales de I+D —RASPLAV, MASCA y MASCA-2— que se vienen realizando sobre la gestión de accidentes severos mediante la inundación con agua de la cavidad del reactor, para evitar el fallo de la vasija, con el objeto de mantener íntegra la contención y prevenir liberaciones de radiación al exterior.

El último de los artículos técnicos está dedicado a detallar las especificaciones técnicas de los nueve radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa, autorizados para comercialización en España para uso diagnóstico en oncología, cardiología y neurología.

Es reseñable, el resumen sobre las dos conferencias pronunciadas en la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Escuela de Ingenieros Industriales de Madrid por el Dr. Carbajo, especialista español en termohidraúlica, que trabaja en los Laboratorios Nacionales de Oak Ridge (Estados Unidos) sobre reactores avanzados y reactores para misiones espaciales.

Este trimestre se ha llevado a cabo, además de numerosas actividades internacionales, una nueva jornada de información a profesores en colaboración con el Ministerio de Educación que bajo el título "Cómo acercar la protección radiológica al profesorado", que al igual que sucediera en convocatorias anteriores, tuvo una gran aceptación y la presentación de las principales actividades realizadas en la Cátedra de Seguridad nuclear "Argos" de la Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial de Barcelona, creada mediante convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Universidad Politécnica de Cataluña, en la I Jornada de seguimiento celebrada en Barcelona.

Finalmente, y próximos a concluir una etapa en el Consejo de Seguridad Nuclear, se dedica el artículo divulgativo a revisar brevemente las principales actuaciones realizadas en el organismo durante los últimos cinco años.

Julia López de la Higuera, Lucila Mª Ramos y Juan Carlos Lentijo*

El sistema establecido en España para la desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo

Algunos materiales residuales procedentes de las instalaciones radiactivas y nucleares presentan un contenido de radiactividad tan bajo que podrían almacenarse, reciclarse o reutilizarse sin necesidad de tomar precauciones radiológicas. En este artículo se especifica cómo se controla la gestión de dichos materiales, cual es la normativa que se aplica y las recomendaciones que en esta materia hacen los organismos internacionales.

1. Introducción

La operación y el desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas generan materiales residuales o subproductos, con contenidos variables de radiactividad, que no sirven a los objetivos técnicos o económicos que motivaron la introducción inicial de estas prácticas.

Los bajos contenidos de actividad que presenta una parte considerable de estos materiales, hacen pensar a menudo en la posibilidad de su evacuación, reciclado o reutilización, sin necesidad de restricciones radiológicas y utilizando las vías habituales de gestión que la sociedad tiene implantadas para otros residuos de naturaleza análoga.

Puesto que estos materiales residuales se han originado formando parte de procesos que están sometidos al sistema establecido para el control regulador radiológico, para proceder a su gestión fuera del mencionado sistema, será necesario garantizar que las nuevas prácticas en las que posteriormente se verán involucrados no supondrán un riesgo radiológico inaceptable para el público y para el medio ambiente. En definitiva, será necesario comprobar que la mejor opción desde el punto de vista radiológico resulta ser la exención de éstas nuevas prácticas.

Es importante considerar que el concepto de exención es solamente aplicable a las prácticas con radiaciones ionizantes que están previamente justificadas, para determinar, posteriormente, si es necesario que se desarrollen dentro del ámbito del control regulador radiológico.

Una vez que se ha determinado que una práctica requiere la aplicación del control regulador, es posible que determinados materiales residuales que se generen como consecuencia de su desarrollo, puedan ser gestionados sin la aplicación del mencionado control.

La actuación administrativa mediante la que determinados materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad generados en prácticas controladas, pueden gestionarse por las vías convencionales sin ningún tipo de restricciones radiológicas, se ha denominado desclasificación.

En los últimos quince años han sido muy numerosos los trabajos y los esfuerzos de los organismos internacionales para definir y consensuar todos los aspectos relacionados con la exención de prácticas y la desclasificación de materiales.

Por su parte, las autoridades nacionales han necesitado definir sus políticas en esta materia, que se ha considerado siempre una pieza clave en el establecimiento de cualquier sistema regulador bien fundamentado y riguroso.

En España, de acuerdo a nuestro marco legal y teniendo en cuenta las recomendaciones de los organismos internacionales y los objetivos dictados por la Unión Europea, el CSN ha determinado a través de sus diferentes actuaciones en este campo, los principios básicos en los que se fundamenta el sistema español de desclasificación.

* Los tres autores trabajan en el CSN: Julia López de la Higuera es jefa de área de residuos de media y baja actividad, Lucila Mª Ramos es subdirectora general de protección radiológica ambiental y Juan Carlos Lentijo es director técnico de protección radiológica.

Estos principios se han materializado en la definición de una estrategia de desclasificación basada en la necesidad de que cada tipo de material residual disponga de una vía de gestión bien definida y adaptada al riesgo radiológico asociado.

Además, ha sido necesario considerar en la definición de esta estrategia las cantidades y características de los materiales que habitualmente se generan en los diferentes tipos de instalaciones nucleares y radiactivas.

Adicionalmente, ha sido necesario definir y establecer cómo debía llevarse a cabo el control regulador de los procesos de desclasificación, atendiendo a la premisa de que cualquier gestión convencional de los materiales residuales que contienen radiactividad, debe estar informada y sustentada previamente por una evaluación del impacto radiológico en las personas y en el medio ambiente.

Finalmente, ha sido necesario prestar una especial atención reguladora a la fiabilidad de los procesos de caracterización radiológica previa a la salida de los materiales residuales hacia las instalaciones de gestión convencional, de manera que pueda asegurarse que su contenido radiactivo no supera los niveles establecidos para la desclasificación. Este aspecto ha requerido y requiere actualmente, recursos técnicos y económicos importantes por parte de las autoridades reguladoras y de los titulares de las instalaciones, constituyendo, en muchas ocasiones, un factor determinante en la viabilidad de estos procesos.

Se presenta a continuación el sistema de desclasificación actualmente establecido en España, precedido de los elementos que han servido de referencia para su implantación y desarrollo, entre los que figura la mención de la situación en los estados miembros de la UE y en otros países, las recomendaciones de los organismos internacionales y el marco normativo español propiamente dicho en esta materia.

Figura 1. Materiales residuales metálicos.

2. Situación en los estados miembros de la Unión Europea (UE)

La Directiva EURATOM 96/29 estableció objetivos comunes en materia de desclasificación para su aplicación en todos los estados miembros de la UE, que posteriormente han sido transpuestos al correspondiente derecho positivo nacional.

A modo de síntesis, puede afirmarse que han sido básicamente dos los objetivos comunes incorporados a las distintas legislaciones nacionales por vía de la transposición de la Directiva 96/29 EURATOM:

1. La necesidad de que el proceso de desclasificación de materiales residuales sea previamente autorizado por las autoridades competentes nacionales, y

2. La implantación de un conjunto de criterios radiológicos de aceptación, de manera que el proceso administrativo que conduzca a la autorización de la desclasificación se fundamente en términos radiológicos comunes en toda la UE.

Con anterioridad a la promulgación de la Directiva 96/29, la situación en los estados miembros de la UE, por lo que se refiere al marco legal en materia de desclasificación, difería notablemente entre unos y otros.

A modo de ejemplo puede señalarse que en el Reino Unido fueron promulgadas durante los años 70 y 80 un total de trece "Ordenes de exención" referidas a materiales residuales con bajos contenidos de actividad, en las que se estipulaban tanto los contenidos máximos de actividad en los materiales, como las vías de gestión convencional que se consideraban adecuadas para su evacuación.

En Alemania, durante los años 80, se publicaron recomendaciones por las autoridades reguladoras de las distintas regiones, especialmente dedicadas a la gestión convencional de materiales metálicos con bajo contenido de actividad, de manera que pudieran ser reciclados en la industria metalúrgica convencional.

En 1998 la Comisión alemana de Protección Radiológica (SSK) publicó la recomendación: *Clearance of materials, buildings and sites with negligible radioactivitiy from practices subject to reporting or authorisation.*

En Suecia y Finlandia se emitieron también en los años 80 recomendaciones para la desclasificación de aceites usados y residuos hospitalarios con bajos contenidos de actividad.

En Francia, hasta 1994 no se adoptó una posición clara en la materia y en la actualidad, aunque la práctica se encuentra bien

Figura 2. Equipos para la caracterización radiológica previa a la desclasificación.

desarrollada, no ha sido objeto de promulgación ninguna norma ni recomendación al respecto por parte de las autoridades reguladoras de este país.

3. Posición de la Comisión Reguladora de los Estados Unidos (US NRC)

En los Estados Unidos se elaboró a finales de los años 80, un proyecto de regulación en materia de gestión convencional de materiales sólidos con bajos contenidos de actividad, que fue denominado *Below Regulatory Concern* (BRC).

La regulación BRC pretendió establecer los criterios radiológicos en que debía fundamentarse la gestión convencional de estos materiales residuales y la forma en la que los titulares de las instalaciones productoras debían proceder para conseguir la conformidad de las autoridades reguladoras.

El proyecto de regulación BRC fue ampliamente contestado en los Estados Unidos y finalmente abandonado.

Las regulaciones establecidas por la US NRC, no contienen criterios radiológicos específicos para determinar si los materiales residuales sólidos, generados en las instalaciones, pueden ser gestionados sin restricciones de tipo radiológico. La aproximación que se utiliza para determinar si los materiales pueden salir de las áreas restringidas no está fundamentada en el riesgo, sino en la aplicación de guías reguladoras (RG 1.86) que toman como base para la decisión la capacidad de los instrumentos de medida.

Hasta la fecha, la US NRC ha considerado que estas actuaciones proveen de una adecuada protección al público y al medio ambiente, habiendo sido esta posición corroborada por un análisis independiente de la Academia Nacional de Ciencias en marzo de 2002 y nuevamente ratificada por la US NRC en 2005.

4. Recomendaciones de organismos internacionales

Grupos de expertos de diferentes países y Organismos Internacionales (ICRP, OIEA, NEA), han tratado durante los últimos años de definir criterios radiológicos en términos de dosis y de riesgo radiológico, a partir de los cuales puedan determinarse los contenidos máximos de actividad en materiales residuales con vistas a su reciclado o a su evacuación de modo convencional, sin posteriores restricciones radiológicas. Se exponen a continuación los más relevantes.

4.1. Recomendaciones de la ICRP

Ya en 1985 en la publicación nº46, en la que se tratan los principios de protección radiológica aplicables a la evacuación de residuos radiactivos, la ICRP estableció criterios para la exención basados en consideraciones de riesgo radiológico.

Se estableció así, que un riesgo de 10^{-6} por año se considera que es entendido por los individuos como trivial y no constitutivo de preocupación.

Se consideró por lo tanto que un criterio de dosis para los individuos del grupo crítico de 100 μSv/a sería adecuado, y para tener en cuenta la posibilidad de que un mismo individuo pudiera estar expuesto a varias prácticas exentas, se estableció un criterio radiológico de exención por práctica individual de 10 μSv/a.

Con respecto a los criterios de dosis colectiva, la ICRP recomendó que fuese del orden de 1 Sv.persona por año de duración de la práctica.

La publicación nº 60 (1990), en la que se recogen las recomendaciones básicas de ICRP, señala por lo que se refiere a la exención del control regulador, que los dos principios básicos aplicables son:

— Las dosis individuales y colectivas deben ser suficientemente bajas como para no constituir una preocupación entre las personas expuestas a la radiación y no justificar el control.

— Se optimizará la protección radiológica, teniendo en cuenta los costes reguladores.

No se incluyeron en esta publicación recomendaciones numéricas sobre los criterios radiológicos admisibles en términos de dosis individuales o colectivas consideradas triviales.

4.2. Recomendaciones del OIEA

En 1988 se alcanzó un elevado grado de consenso internacional (OIEA, NEA/OCDE), sobre los principios generales y los criterios que debían aplicarse a la toma de decisiones en relación con la

aplicación del control regulador radiológico a las prácticas con radiaciones ionizantes.

La guía de seguridad nº 89 del OIEA, fruto del consenso referido, estableció que para que una práctica pueda ser candidata a la exención, los riesgos individuales deberían ser suficientemente bajos como para no constituir preocupación reguladora y las prácticas deberían ser inherentemente seguras.

De acuerdo al primer principio, el OIEA sugirió que un nivel de riesgo individual del orden de 10^{-6}-10^{-7} es apropiado, situándose los valores correspondientes de dosis individual en el entorno de las pocas decenas de microsieverts.

Adicionalmente, el OIEA sugirió que si los estudios genéricos indican que la dosis colectiva resultante de un año de práctica es inferior a 1 Sv.persona, puede concluirse que el detrimento total es suficientemente bajo como para permitir la exención sin un examen más detallado de otras opciones.

Durante la década de los años 90 el OIEA ha publicado documentos técnicos (TECDOC-0855 y TECDOC-1000) en los que se incluyen niveles de desclasificación para los materiales residuales generados en prácticas sometidas al control regulador radiológico.

En 2004 y como consecuencia de un mandato de la Conferencia General del OIEA, se ha publicado la guía de seguridad RS-G-1.7, que incluye también niveles de desclasificación para cantidades elevadas (superiores a 1 tonelada) de materiales residuales sólidos. Los mencionados niveles han sido obtenidos tomando en consideración escenarios de exposición genéricos y seleccionando los valores más bajos obtenidos.

4.3. Recomendaciones de la Unión Europea

La Comisión Europea, en el marco del grupo de expertos establecido según el artículo 31 del Tratado de EURATOM, ha publicado recomendaciones específicas para la desclasificación de materiales residuales, en las que se utiliza como criterio radiológico una dosis efectiva individual de 10 μSv/a por práctica.

La recomendación *Radiation Protection* 122 parte I (2000) establece niveles de desclasificación genéricos, aplicables a cualquier tipo de material, considerando todas las posibles situaciones de exposición a la radiación durante la gestión convencional de los mismos.

La recomendación Radiation Protection 89 (1998) incluye niveles de desclasificación para los materiales residuales metálicos procedentes de prácticas reguladas, de manera que puedan ser reutilizados o empleados como materias primas en las industrias dedicadas a la fundición de metales.

La recomendación *Radiation Protection* 113 (2000) establece niveles de desclasificación aplicables a la gestión convencional de escombros procedentes de la demolición de edificios.

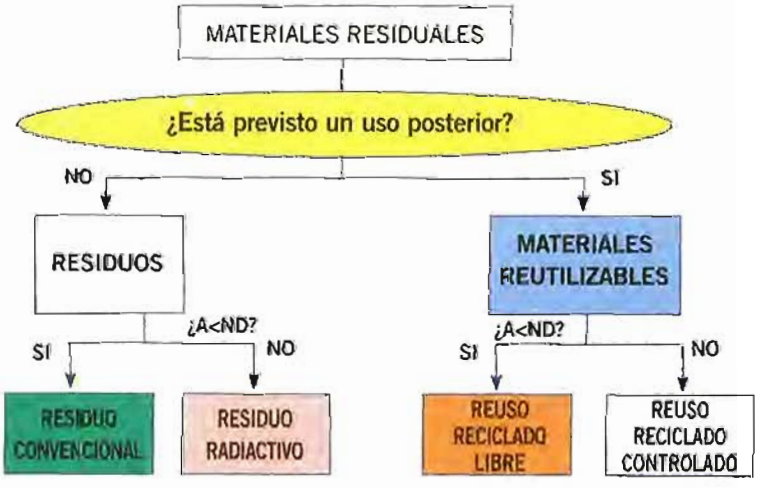
Las recomendaciones de la UE mencionadas establecen, como base de partida, que la desclasificación de materiales residuales implica que éstos podrán ser gestionados posteriormente sin tener en cuenta ninguna restricción desde el punto de vista radiológico. Además, y aún manteniendo la ausencia total de restricciones radiológicas, también será posible la desclasificación imponiendo condiciones en el destino posterior de los materiales.

La desclasificación sin condiciones preestablecidas en el destino posterior de los materiales (desclasificación genérica), lleva consigo la necesidad de determinar niveles de desclasificación genéricos.

La determinación de niveles de desclasificación genéricos implica la evaluación del impacto radiológico asociado a cualquier uso, tratamiento, almacenamiento o reciclado del material que pueda razonablemente ser previsto y que se realice dentro del estricto cumplimiento de la legislación que le sea aplicable.

La determinación de los niveles de desclasificación genéricos se lleva a cabo seleccionando escenarios y parámetros que proporcionen un amplio espectro de aplicación en los valores obtenidos. Estos suelen ser por tanto bastante restrictivos y en la mayor parte de los casos las dosis asociadas se encontrarán muy por debajo de los criterios radiológicos de aceptación considerados.

Cuando el destino de los materiales residuales se encuentra previamente acotado y definido, por



A: Concentración de actividad(superficial o másica).
ND: Nivel de desclasificación.

Figura 3. Ilustración de la definición de residuo radiactivo.

ejemplo la evacuación en vertederos, el reciclado de materiales metálicos, la incineración etc..., las recomendaciones de la UE ponen de manifiesto que resulta posible realizar una evaluación del impacto radiológico limitada a los escenarios de exposición concretos, introduciéndose los datos y parámetros particulares de la práctica en consideración.

Los niveles de desclasificación obtenidos según esta aproximación específica son por lo tanto de aplicación restringida a las situaciones en las que el destino posterior de los materiales se encuentra perfectamente identificado. Este es el caso que se plantea en las recomendaciones RP-89 y RP-113, aplicables a la desclasificación de materiales metálicos y escombros de demolición respectivamente.

5. Marco normativo español en materia de desclasificación

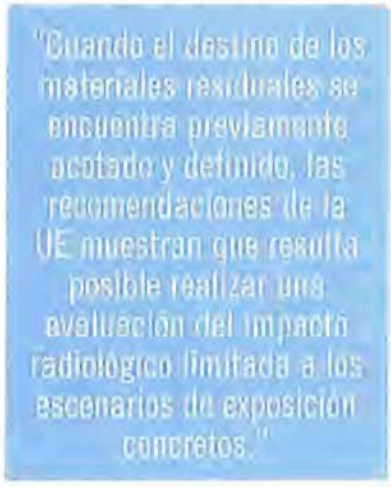
La *Ley 25/1964, sobre Energía Nuclear*, modificada por la Ley 54/97, determina que residuo radiactivo es cualquier material o producto de desecho, para el que no esta previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear. En la figura 3 se muestra una representación esquemática de esta definición.

Según establece la Directiva 96/29/EURATOM, la eliminación, el reciclado o la reutilización de sustancias radiactivas o de materiales que contengan sustancias radiactivas procedentes de cualquier práctica controlada, estarán sujetas a autorización previa.

La Directiva señala también que las actuaciones mencionadas podrán llevarse a cabo sin necesidad del control regulador radiológico, siempre que satisfagan los niveles de desclasificación establecidos por las autoridades nacionales competentes.

Dichos niveles de desclasificación, según establece la Directiva, respetarán los criterios básicos incluidos en su anexo I y tendrán en cuenta cualquier otra orientación de tipo técnico que disponga la Comunidad.

Los criterios básicos mencionados refieren, en primer lugar, que los riesgos radiológicos para los individuos, causados por la práctica exenta, deberán ser suficientemente bajos para que carezca de objeto su reglamentación.



Además, el impacto radiológico colectivo de la práctica exenta deberá ser tan bajo que, en las circunstancias existentes, no sea preciso su control reglamentario.

Finalmente, la Directiva establece que la práctica exenta deberá carecer intrínsecamente de significación radiológica, sin que exista probabilidad apreciable que pudiera conducir a un incumplimiento de los criterios radiológicos anteriormente señalados.

Por su parte, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, que transpone parcialmente la *Directiva 96/29*, señala (Anexo I apartado g) dos condiciones para la exención de prácticas del control regulador.

La primera de ellas es que la dosis efectiva esperable para cualquier miembro del público a causa de la práctica exenta sea del orden de 10 μSv al año o inferior.

Además, la dosis colectiva efectiva comprometida por cada año de la ejecución de la práctica, no será superior a 1 Sv·persona, o bien deberá ser posible demostrar, mediante un estudio de optimización de la protección radiológica, que la exención del control regulador es la condición óptima para dicha práctica.

El Reglamento dispone además (art. 76), que la eliminación, el reciclado o la reutilización de sustancias radiactivas o de materiales que contengan sustancias radiactivas procedentes de cualquier instalación nuclear o radiactiva, estará sujeta a autorización por la Dirección General de la Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

La mencionada autorización no será necesaria, cuando los materiales contengan o estén contaminados con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad iguales o inferiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía previo informe del CSN.

Del análisis conjunto del marco normativo español en materia de desclasificación, pueden extraerse las siguientes conclusiones:

1. La definición de residuo radiactivo establecida en la Ley de Energía Nuclear, hace posible que no todos los materiales residuales con contenidos de radiactividad generados como consecuencia de la operación de las instalaciones nucleares y radiactivas, deban ser gestionados como residuos radiactivos.

2. La mencionada definición, marca como elemento diferenciador entre los residuos radiactivos y los no radiactivos el contenido de radiactividad presente en los materiales, el cual deberá ser establecido por el Ministerio de Industria y Energía previo informe del CSN.

3. Por su parte, la *Directiva EURATOM 96/29* introduce el concepto de desclasificación de materiales residuales y señala los criterios radiológicos que deberán gobernar el preceptivo proceso de autorización, para que puedan gestionarse por las vías convencionales de eliminación, reciclado o reutilización.

4. El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas recoge los objetivos y criterios radiológicos de la *Directiva 96/29*, ligando los procesos de eliminación, reciclado y reutilización de los materiales residuales a la definición legal de residuo radiactivo.

En definitiva, la autorización de desclasificación se tipifica de esta manera como una actuación administrativa, que hace posible que determinados materiales residuales con contenidos de radiactividad, generados en las instalaciones nucleares y radiactivas, puedan ser gestionados por vías convencionales sin necesidad del control regulador radiológico posterior.

6. Sistema de desclasificación establecido en España

De acuerdo al marco normativo español y teniendo en cuenta las recomendaciones de organismos internacionales y de la Unión Europea, el CSN ha considerado como principios básicos en los que debe fundamentarse el sistema español de desclasificación los siguientes:

— La responsabilidad del productor de los residuos.

— La seguridad intrínseca de todos los procesos que se lleven a cabo con los materiales una vez desclasificados.

— La trazabilidad del proceso de desclasificación.

— La necesidad de que el proceso de desclasificación sea previamente autorizado por la autoridad competente.

— La necesidad de que el proceso de desclasificación esté informado y sustentado previamente por una evaluación del impacto radiológico que garantice el cumplimiento de los criterios radiológicos establecidos.

Estos principios se han materializado en la definición de una estrategia de desclasificación basada en:

— El inventario de los materiales residuales producidos en cada instalación y en sus características físicas, químicas y radiológicas.

— La identificación de las vías de gestión más apropiadas para cada tipo de material residual dentro del estricto cumplimiento de la normativa aplicable en la materia.

— La delimitación clara, dentro de cada instalación, de las zonas en las que pueden producirse residuos con contaminación radiactiva.

— El control regulador adecuado del proceso de desclasificación, con especial atención a la fiabilidad de los métodos de caracterización radiológica previa a la salida de los materiales hacia las instalaciones de gestión convencional.

En el ámbito estrictamente administrativo, cualquier sistema de desclasificación debe, en primer lugar, satisfacer los requisitos establecidos en la normativa, además debe establecer de forma clara los mecanismos de control de estos procesos en las instalaciones y tiene también que beneficiarse de la interacción con los titulares, productores de los materiales residuales, comunicándoles adecuadamente las estrategias y haciéndoles partícipes en la conformación final del sistema.

En el mencionado ámbito administrativo, puede afirmarse que para establecer un sistema de desclasificación, siempre es obligada la elección entre al menos dos opciones de actuación reguladora.

Una de ellas es la actuación mediante autorizaciones de desclasificación, caso por caso, solicitadas por los titulares de las instalaciones de acuerdo con su interés. Esta opción lleva consigo la evaluación reguladora de las propuestas y puede complementarse con el desarrollo de guías o recomendaciones técnicas para facilitar el proceso de autorización.

Otra opción es que las autoridades reguladoras establezcan los niveles de desclasificación mediante los instrumentos normativos adecuados, para su aplicación general por los titulares de las instalaciones, sin necesidad de que cada uno de ellos obtenga una autorización.

La publicación oficial de estos niveles puede complementarse también con guías para su aplicación práctica en las instalaciones y los titulares podrían acogerse a ellos de acuerdo con sus necesidades.

Cualquiera de estas opciones presenta desde el punto de vista regulador ventajas e inconvenientes, que han sido objeto de debate amplio en los foros reguladores internacionales y en la UE.

Son, entre otros, factores influyentes en la selección de una u otra opción, el número de instalaciones existentes en cada país, las necesidades de control regulador asociadas en uno y otro caso, y el grado de consolidación e infraestructuras existentes a escala nacional para la gestión de los residuos convencionales.

Sin embargo, puede afirmarse que un factor decisivo que ha contribuido a que en la mayoría de los países que disponen de un sistema de desclasificación, se haya optado por la primera de las opciones planteadas, ha sido la enorme dificultad para lograr un consenso internacional en lo que respecta a los valores de los niveles de desclasificación.

Esto ha determinado en gran medida que, en la mayoría de los casos, las autoridades nacionales hayan preferido establecer los niveles de desclasificación por la vía de las autorizaciones otorgadas a los titulares de las instalaciones, lo que ha permitido actuar de acuerdo a las necesidades existentes, sin perder de vista los esfuerzos internacionales para la armonización en esta materia.

En nuestro país, el sistema de desclasificación adoptado para las instalaciones nucleares y para las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, se ha establecido mediante autorizaciones de desclasificación, previa solicitud de los titulares de las instalaciones.

En las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría se ha adoptado una disposición normativa de carácter general.

6.1. Actuaciones en las instalaciones nucleares

Durante la primera mitad de los años 90 se inició en el CSN el análisis de la situación existente en las

instalaciones nucleares, en relación con la gestión de los materiales residuales con muy bajo contenido de radiactividad.

En esta época algunas instalaciones disponían ya de procedimientos en los que se incluían valores de concentración de actividad por debajo de los cuales los materiales residuales podían salir de la instalación, aunque en general, se requería que cualquier material residual o equipo que saliera de las zonas controladas, no presentase niveles de radiación o contaminación apreciables con los instrumentos de medida disponibles.

Son muy destacables en el ámbito técnico los estudios que en 1993 realizó la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA), con el objetivo de analizar la situación internacional en la materia y los diversos tipos de residuos potencialmente desclasificables que se generaban en España.

Las primeras actuaciones técnicas que llevó a cabo el CSN en aplicación del concepto de desclasificación, tal y como ahora es conocido, se encuentran ligadas al dictamen preceptivo sobre el plan de desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I.

Para el desarrollo del mencionado plan de desmantelamiento, el CSN estableció niveles de desclasificación de carácter general, que posteriormente fueron complementándose con niveles de desclasificación específicos para materiales metálicos y para escombros.

Cuando se empezó a configurar el sistema de desclasificación en las instalaciones nucleares, se identificaron como susceptibles de desclasificación determinadas clases de materiales residuales con bajos contenidos de actividad, entre ellas, los aceites usados, las chatarras metálicas, los escombros de construcción, las maderas, el carbón activo, las resinas iónicas gastadas y los derivados de celulosa.

El CSN definió en 1999 las actuaciones técnicas y administrativas que debían ser abordadas por los titulares de las centrales nucleares en materia de desclasificación y les requirió, de acuerdo a sus necesidades, un programa concreto de actuaciones, estudios técnicos y previsión de solicitudes de autorización para la desclasificación, al Ministerio de Industria y Energía.

Las centrales nucleares remitieron al CSN los programas requeridos, que fueron analizados y discutidos en el seno de los grupos de trabajo establecidos entre el CSN y la Asociación española de la industria eléctrica (UNESA).

Es necesario mencionar que en esta época, aún no habían sido objeto de publicación el conjunto de recomendaciones de la UE actualmente existentes y que, en pocos países, se disponía de una posición clara en la materia, por lo que se adoptó un esquema de actuaciones que permitiera tomar las decisiones necesarias de manera coordinada con los desarrollos y recomendaciones supranacionales que se iban sucediendo.

También es necesario destacar aquí, la importancia que adquieren en el control regulador de los procesos de desclasificación, la organización nacional y las infraestructuras existentes en materia de gestión de los residuos convencionales. El esquema de actuaciones adoptado tuvo también que tener en cuenta que el marco regulador español para la gestión de los residuos convencionales se encontraba en un momento de reciente desarrollo (Ley de Residuos de 1998), tras la incorporación a nuestro derecho interno de las directivas de la UE en esta materia, y que su aplicación práctica no gozaba aún de un elevado grado de consolidación.

Una vez finalizado este proceso de análisis y discusión, el CSN determinó cómo debían quedar conformadas las actuaciones técnicas y administrativas, relativas a los procesos de desclasificación en las centrales nucleares.

Con carácter general, cada tipo de material residual seleccionado sería objeto de lo que se denominó *proyecto común* para todas las centrales nucleares, que debía ser remitido al CSN para su apreciación.

El objetivo del proyecto común es analizar, para un determinado tipo de material residual susceptible de ser desclasificado, sus posibles vías de gestión convencional, teniendo en cuenta las particularidades y la normativa aplicable a la gestión de estos residuos en España, para finalmente determinar los niveles de desclasificación apropiados.

Figura 4. Transporte de materiales metálicos desclasificados.

El proyecto común debe también proponer los métodos de caracterización radiológica mas adecuados para garantizar, con la fiabilidad requerida, que el contenido de radiactividad en los materiales residuales no supera los niveles de desclasificación establecidos.

El CSN determinó que la documentación que constituye cada proyecto común refiriera los aspectos siguientes:

a) La descripción del origen y de las características físico-químicas y radiológicas del residuo, así como las cantidades producidas anualmente en cada una de las centrales nucleares.

b) La clasificación del residuo desde el punto de vista convencional y la descripción de sus vías de gestión sobre la base de la normativa que le sea de aplicación.

c) La propuesta de niveles de desclasificación, con su justificación y fundamentación radiológica.

d) La metodología y los criterios que se seguirán para realizar la caracterización radiológica de los residuos y para la verificación del cumplimiento de los niveles de desclasificación.

e) El control de calidad aplicable al proceso de desclasificación de los materiales residuales.

Por lo que se refiere a la selección de los niveles de desclasificación, podrán considerarse las referencias internacionales existentes, en las que se propongan niveles que puedan ser utilizados por las instalaciones españolas.

Los niveles de desclasificación deberán ser, en este caso, objeto de justificación mediante el análisis de su aplicabilidad (consideración de vías de gestión y escenarios de exposición a la radiación) y de su compatibilidad con la situación española (normativa de gestión de residuos convencionales).

La determinación de los niveles de desclasificación también podrá llevarse a cabo mediante un estudio de impacto radiológico detallado, en el que se analicen, para el tipo de residuo en consideración, las alternativas de gestión existente en España y los posibles escenarios de exposición a la radiación.

Se acordó con los titulares de las centrales nucleares que la elaboración y la remisión al CSN de los proyectos comunes, se llevara a cabo de manera coordinada, a través de la Asociación Española de la Industria Eléctrica (Unesa).

La apreciación favorable de un proyecto común por el CSN está acompañada de un conjunto de requisitos técnicos, que deben ser respetados por los titulares de las instalaciones durante las actuaciones de desclasificación de cada tipo de residuo.

"El sistema establecido hace posible que los titulares de las instalaciones nucleares puedan solicitar autorizaciones de desclasificación para materiales residuales particulares sin necesidad de abordar un proyecto común."

Además, la mencionada apreciación favorable, determina también la documentación que debe ser presentada por el titular cuando proceda a la solicitud de la preceptiva autorización de desclasificación.

Una vez apreciado favorablemente por el CSN cualquier proyecto común, cada titular interesado en la desclasificación de una corriente de materiales residuales procederá a su solicitud de autorización específica, demostrando que cumple con los requisitos técnicos establecidos.

Hasta la fecha, el CSN ha apreciado favorablemente los proyectos comunes para la desclasificación de aceites, chatarras, carbón activo, resinas gastadas y maderas.

Por otro lado el Ministerio de Industria ha autorizado, previo informe del CSN, la desclasificación de los aceites usados con muy bajos contenidos de actividad generados en las centrales nucleares de Almaraz, Cofrentes, José Cabrera, Santa Mª de Garoña y Trillo. Disponen de autorización para la desclasificación de carbón activo las centrales de Almaraz y Trillo, que también la posee para la desclasificación de resinas gastadas. La única central en operación que ha obtenido hasta la fecha autorización para la desclasificación de chatarras es la de José Cabrera.

Las autorizaciones de desmantelamiento de la central Vandellós I y las de otras instalaciones nucleares han incluido los procesos de desclasificación de materiales residuales.

Cabe señalar finalmente que el sistema establecido, hace posible que los titulares de las instalaciones nucleares puedan también solicitar autorizaciones de desclasificación para materiales residuales particulares o considerando vías de gestión específicas, sin necesidad de abordar un proyecto común. En este caso, el titular deberá presentar el correspondiente estudio de impacto radiológico, que demuestre que la gestión propuesta satisface los criterios radiológicos establecidos.

6.2 Actuaciones en las instalaciones radiactivas con fines médicos, industriales y de investigación

El número elevado de estas instalaciones radiactivas, puso de manifiesto la conveniencia de establecer disposiciones generales en materia de desclasificación, a las que pudieran acogerse los titulares para proceder a la gestión convencional de los materiales residuales.

Con este objetivo, el CSN publicó en 2001 la *Guía de Seguridad 9.2* sobre la gestión de los materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas, que incorporó las recomendaciones del OIEA en la materia (IAEA TECDOC-1000) (1998) y los principios básicos que deben orientar la gestión de los materiales residuales en estas instalaciones.

Puesto que la *Guía de Seguridad 9.2* constituyó exclusivamente una recomendación técnica del CSN, se hizo necesario que se publicara la Orden Ministerial ECO/1449/2003, mediante la que se determinan, en el ámbito concreto de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados, los requisitos técnicos y administrativos para realizar la gestión de los residuos sólidos en condiciones adecuadas de seguridad y protección radiológica en todas sus fases, desde la generación, hasta su destino final.

El contenido de esta disposición fue propuesto por el CSN al órgano competente, de forma que se diera cumplimiento formal al mandato de la *Ley de Energía Nuclear* establecido en la definición de residuo radiactivo. Desde el punto de vista práctico, la disposición propuesta recogía los conceptos desarrollados ya en la *Guía de Seguridad del CSN 9.2*.

Los materiales residuales sólidos generados en estas instalaciones radiactivas, para los que no esté previsto un uso posterior y que presenten contaminación de radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad inferiores o iguales a los establecidos en la propia Orden, no tendrán la consideración de residuos radiactivos y su gestión podrá ser realizada de acuerdo con la normativa que les sea de aplicación.

Los titulares de las instalaciones radiactivas de estas características que generen materiales residuales sólidos, deberán disponer de los correspondientes documentos técnicos que reflejen los métodos y procedimientos implantados para llevar a cabo su clasificación y gestión, de acuerdo a los principios básicos y a la metodología que establece la *Guía de Seguridad 9.2 del CSN*.

La gestión de los materiales residuales sólidos se llevará a cabo en el marco de un sistema de control de calidad que garantice la detección de posibles desviaciones y asegure la implantación de las medidas correctoras adecuadas.

La trazabilidad del proceso de gestión de los materiales residuales, hasta su entrega a los gestores finales, estará garantizada por el titular de la instalación radiactiva mediante el correspondiente sistema de registro y de archivo que deberá encontrarse en todo momento actualizado y a disposición del CSN.

En definitiva el sistema de desclasificación en el ámbito de estas instalaciones ha permitido, en un marco de rigor metodológico, simplificar y optimizar las actividades de gestión de estos materiales en España y su control por parte del CSN.

7. Conclusión

Como conclusión es importante destacar que el sistema de desclasificación establecido por el CSN en el ámbito de sus competencias, tiene como objetivo configurar un marco regulador adecuado para la gestión de los materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad, utilizando las vías convencionales que la sociedad actual tiene implantadas.

La desclasificación de materiales residuales se ha configurado, de esta manera, como un proceso que necesita ser previamente autorizado, de forma que se adquieran todas las garantías en relación con la aceptabilidad del riesgo radiológico que supondrá la gestión convencional posterior de los materiales, sin ningún tipo de restricciones radiológicas.

El sistema de desclasificación establecido ha considerado también la necesaria flexibilidad reguladora para tratar circunstancias específicas y para coordinar las decisiones que sea necesario adoptar, con los desarrollos y proyectos para la armonización internacional en esta materia.

En la definición del sistema de desclasificación ha sido obligado considerar una difícil responsabilidad reguladora, referida al necesario balance en las decisiones adoptadas, entre las necesidades y puntos de vista internacionales, nacionales y en ocasiones locales.

Finalmente, es importante destacar que la desclasificación de materiales residuales que proceden de las instalaciones reguladas es sólo una parte de un ámbito de decisiones reguladoras mucho más amplio, referido a determinar cuando debe ser aplicado el control regulador radiológico en las situaciones de exposición a las radiaciones ionizantes. Será necesario considerar la influencia y los condicionamientos que puedan ejercer unas decisiones sobre las otras.

Recomendaciones

Recomendaciones destacables de la Unión Europea.

- Radiation Protection 122, *Practical use of the concepts of Clearance and Exemption-Part I. Guidance on general Clearance levels for practices, Recommendations of the Group of Experts established under the terms of article 31 of the Euratom Treaty (2000).*

- Radiation Protection 113, *Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations. Recommendations of the Group of Experts established under the terms of article 31 of the Euratom Treaty (2000).*

- Radiation Protection 89, *Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations. Recommendations of the Group of Experts established under the terms of article 31 of the Euratom Treaty (1998).*

Recomendaciones destacables del OIEA.

- International Atomic Energy Agency (IAEA): *Application of the concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No.RS-G-1.7, Viena (2004).*

- *Clearance levels of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research,* IAEA-TECDOC-1000, International Atomic Energy Agency, Viena (1998)

Fernando Robledo*

La retención del corium fundido dentro de la vasija: los proyectos RASPLAV y MASCA

Una posible estrategia de gestión de accidentes severos consiste en evitar el fallo de la vasija inundando con agua la cavidad del reactor. La viabilidad de esta estrategia ha sido analizada en los proyectos internacionales de investigación RASPLAV, MASCA y MASCA-2. En estos proyectos se han hecho, por primera vez, experimentos con corium real a altas temperaturas. Este artículo expone los principales logros obtenidos en estos proyectos de investigación, que han permitido validar las correlaciones de transmisión de calor por convección desde el corium fundido y conocer con mayor precisión su comportamiento en el plenum inferior de la vasija. Estos proyectos han originado mejoras en el código MELCOR que permitirán modelar mejor el accidente de TMI-2. Esta estrategia de gestión de accidentes severos ha sido aprobada por el Organismo Regulador finlandés para la central de Loviisa. También ha sido aprobada por la NRC para el AP-600 y puede ser viable para centrales de agua ligera de potencia térmica media.

1. Introducción

Los análisis probabilistas de seguridad de las centrales de agua ligera (APS) muestran que los accidentes con daño al núcleo son sucesos de muy baja probabilidad, pero que pueden dar lugar a importantes liberaciones de productos radiactivos. En concreto, los APS muestran que si durante un accidente severo se consigue mantener la integridad de la contención, se liberaría una cantidad muy pequeña de material radiactivo al exterior. En cambio, si la contención fallase, las liberaciones al exterior serían elevadas y tendrían importantes efectos para el público. Intuitivamente, se puede apreciar que una manera de evitar que falle el recinto de contención durante un accidente severo, es mantener el núcleo dañado dentro de la vasija del reactor. Una estrategia de accidentes severos destinada a evitar el fallo de la vasija consiste en refrigerarla mediante la inundación con agua de la cavidad del reactor; es decir, la retención del corium fundido dentro de la vasija del reactor mediante su refrigeración externa. Más adelante, se expondrán los beneficios para la seguridad de esta estrategia de gestión de accidentes severos de forma cuantitativa.

Para analizar la viabilidad de esta estrategia de gestión de accidentes severos se han puesto en marcha varios proyectos de investigación, destacando los siguientes proyectos internacionales patrocinados por la NEA: RASPLAV (1994-2000), MASCA (2000-2003), MASCA-2 (2003-2006) y CORTRAN (previsto desde 2007 a 2011). Estos proyectos internacionales de investigación han contado con la participación de los Organismos Reguladores de los países tecnológicamente más avanzados, como la NRC, el GRS, el IRSN etc. El CSN también ha participado en estos proyectos de investigación, y en el caso del proyecto RASPLAV, también participaron UNESA y la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid. Todos los experimentos se han realizado en las instalaciones del Instituto Kurchatov de Rusia. En este artículo se hará una breve exposición de los logros alcanzados en estos proyectos de investigación.

* Fernando Robledo es miembro del Cuerpo Técnico del CSN, adscrito a la Subdirección de Tecnología Nuclear.

2. Escenarios envolventes

Para estudiar la viabilidad de esta estrategia de gestión de accidentes severos, lo primero que debe hacerse es definir un escenario envolvente. Los resultados obtenidos en los proyectos internacionales de investigación han originado también una evolución en este escenario envolvente.

— *Primer escenario envolvente.* Se supuso que el corium depositado en el fondo de la vasija del reactor estaba en estado líquido y era homogéneo. Las temperaturas del corium son del orden de unos 2.500 °C. Este corium estará en una atmósfera oxidante debido al vapor, lo que complica los experimentos.

— *Segundo escenario envolvente.* Los resultados experimentales demostraron que el corium líquido depositado en el fondo de la vasija del reactor podía estratificarse en capas. Pueden ser dos capas, una metálica y otra de óxidos, o quizá tres capas: metal-óxido-metal. Estos escenarios plantean un problema para la seguridad de la planta, cuando la capa metálica está por encima de la capa de óxidos. La transmisión de calor a la vasija de esta delgada capa metálica es muy intensa, tanto más intensa, cuanto más delgada es, lo que puede romper la vasija del reactor. Este fenómeno se denomina efecto lente.

— *Tercer escenario envolvente.* Cuando hay agua en el plenum inferior de la vasija del reactor, el corium que cae al fondo de la vasija se fragmenta en forma de lecho de partículas. Se trata de estudiar el comportamiento de este lecho de partículas cuando se vierten sobre él metales fundidos. En este escenario, la temperatura del corium es relativamente baja, entre 1.200 °C y 2.000 °C. Este es un caso de comportamiento de fluidos en lechos porosos.

3. El proyecto RASPLAV

Los experimentos de la serie RASPLAV se desarrollaron entre el año 1994 y el año 2000 y se centraron en el estudio del primer escenario envolvente [1]. En este proyecto destacaron los cuatro experimentos a gran escala (unos 200 kg de corium) que se hicieron. Todos los experimentos de este proyecto se realizaron en atmósfera inerte. Es importante subrayar que fue necesario vencer un gran número de problemas tecnológicos para poder realizar estos experimentos a gran escala, ya que hasta entonces no se habían realizado experimentos con corium real a esas temperaturas. Entre los problemas que hubo que resolver destacan el desarrollo de técnicas de medida a temperaturas superiores a 2.300 °C y encontrar materiales estructurales capaces de retener corium real a altas temperaturas. Además, fue necesario desarrollar códigos de cálculo capaces de simular en detalle el comportamiento termohidraúlico del corium a tan elevadas temperaturas. La superación con éxito de estos retos científicos habla con elocuencia del altísimo nivel tecnológico y científico del personal del Instituto Kurchatov dedicado a este proyecto.

Los resultados del proyecto RASPLAV sorprendieron a la comunidad científica porque demostraron que el corium líquido depositado en el fondo de la vasija del reactor, no siempre se mantiene como un líquido homogéneo. La presencia de carbono originó la estratificación del corium en dos capas: una capa de óxidos, fundamentalmente UO_2 y ZrO_2 y una capa metálica donde predominan el Zr y el C. La capa de óxidos era más densa y contenía la mayor parte de la masa total del corium. La presencia de una capa metálica por encima de la capa de óxidos originó el efecto lente ya mencionado.

El corium se mantenía como un líquido homogéneo, cuando no había carbono y cuando su "grado de oxidación" era del 100%. La expresión "grado de oxidación" es típica en la jerga de estos proyectos y significa lo siguiente. El grado de oxidación del corium es igual a la fracción del Zr de las vainas oxidado durante la fase *in-vessel* de un accidente severo. Los experimentos de la serie RASPLAV permitieron conocer mejor las características de la transmisión de calor del corium líquido y homogéneo. Se observó que el calor se transmitía a las paredes de la vasija por convección, se desarrollaron y validaron correlaciones de transmisión de calor y se observó que, si tomamos el origen en el punto más bajo de la vasija, los flujos de calor desde el corium a las paredes de la vasija son mínimos en el azimut 0° y van aumentando, a medida que aumenta el ángulo azimutal. Esta tendencia coincide con la eficacia de la extracción de calor por ebullición, ya que el flujo calorífico crítico es mínimo a 0° y aumenta a medida que aumenta el azimut.

4. Los proyectos MASCA Y MASCA-2

La estratificación del corium encontrada en el proyecto RASPLAV sorprendió a la comunidad científica y demostró que había un significativo número de incertidumbres en estos procesos, que era necesario entender adecuadamente. Para resolver estas incertidumbres, se pusieron en marcha los proyectos MASCA y MASCA-2. En estos proyectos, el número de experimentos a gran escala descendió notablemente, sólo uno, pero se analizaron con detalle las interacciones físico-químicas del corium. Además, se introdujo el escenario de lecho de partículas y, por primera vez, se hicieron experimentos con corium en una atmósfera oxidante.

A continuación veremos los resultados más relevantes de estos proyectos de investigación.

4.1. La estratificación del corium en atmósfera inerte: el carbono

Como ya se ha señalado, los experimentos del proyecto RAPLAV revelaron que la presencia del carbono originaba la segregación del corium en dos capas: una capa más pesada de óxidos y otra más ligera de metales. El programa MASCA

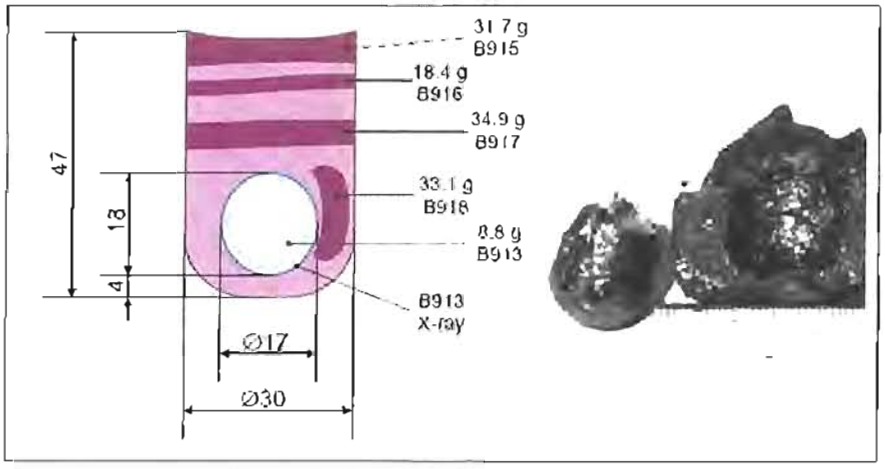


Figura 1. Esquema y fotografía del estado final del corium en el experimento STFM-Fe 10.

dedujo la cantidad mínima de carbono que produciría esta separación de capas y que resultó ser de un 0.2% en peso de este elemento químico. Además, se observó que la masa de la capa metálica aumenta con el contenido de carbono en el corium y que este proceso no se veía afectado ni por la distribución espacial del carbono, ni por la distribución de temperaturas en el corium.

Como puede apreciarse, la cantidad de carbono que produce la estratificación del corium es pequeña y el carbono es un elemento muy abundante en la naturaleza. En el núcleo del reactor, algunas posibles fuentes de carbono pueden ser: las pastillas de UO_2 debido al proceso de sinterización, los materiales estructurales como el acero, etc.

El proceso de estratificación dura entre 15 minutos, que es cuando sucede la mayor parte de la transferencia, y 60 minutos aproximadamente.

4.2. El efecto del hierro en el corium líquido

El acero inoxidable es un material muy abundante en el núcleo del reactor. Durante la fase *in-vessel* de un accidente severo se deposita acero fundido en el plenum inferior de la vasija del reactor, si bien la cantidad depositada es un parámetro muy incierto. Durante el proyecto RASPLAV, los investigadores del Instituto Kurchatov también hicieron una serie de experimentos a muy pequeña escala para conocer el efecto que el Fe o el acero inoxidable podía tener sobre el corium líquido, y observaron que también se producía la estratificación del corium. Por tanto, en los experimentos de los proyectos MASCA y MASCA-2 se estudió con detalle la influencia del acero inoxidable en el corium. Se procedió del siguiente modo. En primer lugar, se estudió la influencia del Fe en experimentos con atmósfera inerte. Para ello se realizaron 20 experimentos a pequeña escala (es decir, con 200 a 400 gr. de corium) denominados STFM-Fe y 7 experimentos a media escala (es decir, con unos 2 kilos de corium), denominados MA. A continuación, se estudió la influencia del Fe sobre el corium líquido en experimentos con atmósfera oxidante, es decir vapor, que representa con más realismo la atmósfera en un accidente real. Se realizaron ocho experimentos a pequeña escala con atmósfera oxidante, denominados STFM-Ox, y dos experimentos a escala media, denominados MA-7 y MA-9. Los experimentos en atmósfera oxidante, se diseñaron para que tuvieran un experimento similar en la serie de experimentos con atmósfera inerte y poder facilitar la comparación de resultados.

Las características más relevantes de estos experimentos son las siguientes:

— La temperatura de los experimentos fue de 2.500 °C, salvo en algunos casos que llegó hasta los 2.600 °C.

— El cociente masa de Fe/masa de corium varió entre el 1% y el 33%.

— En la mayoría de los experimentos el porcentaje de oxidación del Zr era del 32%, aunque también se consideraron otros grados de oxidación: 50%, 70% y 100%.

— La duración de los experimentos varió entre 10 y 120 minutos.

— En los experimentos en atmósfera oxidante, se empleó vapor. El tiempo transcurrido entre el vertido total de Fe y el vertido de agua fue de 60 minutos.

Los resultados experimentales también sorprendieron a la comunidad científica, ya que se observó que se formaban dos capas en el corium, pero ahora la capa metálica tenía una densidad superior a la capa de óxidos y, por tanto, se hundía hacia el fondo de la instalación experimental. La capa metálica está compuesta de Fe, U y Zr y una cantidad variable de O, mientras que la capa de óxidos está compuesta de $(U, Zr)O_{2-x}$. La figura 1 muestra un esquema y una fotografía del estado final del corium en el experimento STFM-Fe 10. En este experimento la densidad de la capa metálica fue de 9.440 kg/m^3 y la densidad de la capa de óxidos fue de 8.800 kg/m^3.

Esta distribución del corium en capas se explica con el llamado método del Zr libre. El corium empleado en estos experimentos está compuesto de UO_2-ZrO_2-Zr. Mediante reacciones redox, se produce una liberación de átomos de U y átomos de Zr que migran hacia la capa de Fe, o de acero inoxidable. La densidad de esta capa metálica aumenta considerablemente, porque la densidad del U es muy alta: 18.210 kg/m^3, frente a los 10.960 kg/m^3 del UO_2, los 5.600 kg/m^3 del ZrO_2, los 6.500 kg/m^3 del Zr o los 7.930 kg/m^3 del acero inoxidable. Además, la cantidad de O que migra hacia la capa metálica es muy pequeña, muy inferior a la cantidad estequiométrica, por lo

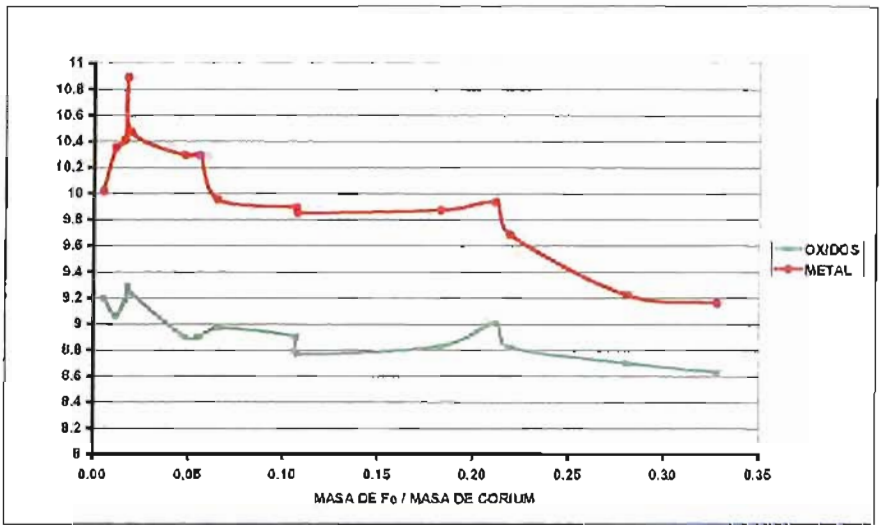


Figura 2. Densidad de las capas metálicas y de óxidos en los experimentos a pequeña escala STFM-Fe. Grado de oxidación del corium 32%.

que el corium de la capa de óxidos tiene un grado de oxidación superior al inicial.

La figura 2 muestra la densidad de la capa metálica y de la capa de óxidos en los experimentos de la serie STFM-Fe, cuando el grado de oxidación inicial del corium es del 32%. Como puede apreciarse, la densidad de la capa metálica desciende a medida que aumenta la masa de Fe en el corium, lo que puede parecer sorprendente teniendo en cuenta que la cantidad de U transferida a la capa metálica aumenta a medida que aumenta la cantidad de Fe en el corium. Esta aparente paradoja se explica del siguiente modo. En efecto, la cantidad de U transferido a la capa metálica aumenta con el contenido del Fe en el corium, pero no en la proporción 1:1, sino en una proporción menor. Por tanto, la fracción de átomos de U en la capa metálica desciende, a medida que aumenta la masa inicial de Fe en el corium.

El proceso de transferencia de masa es muy rápido, ya que dura unos 10 minutos.

La figura 3 muestra la densidad de las dos capas de corium en

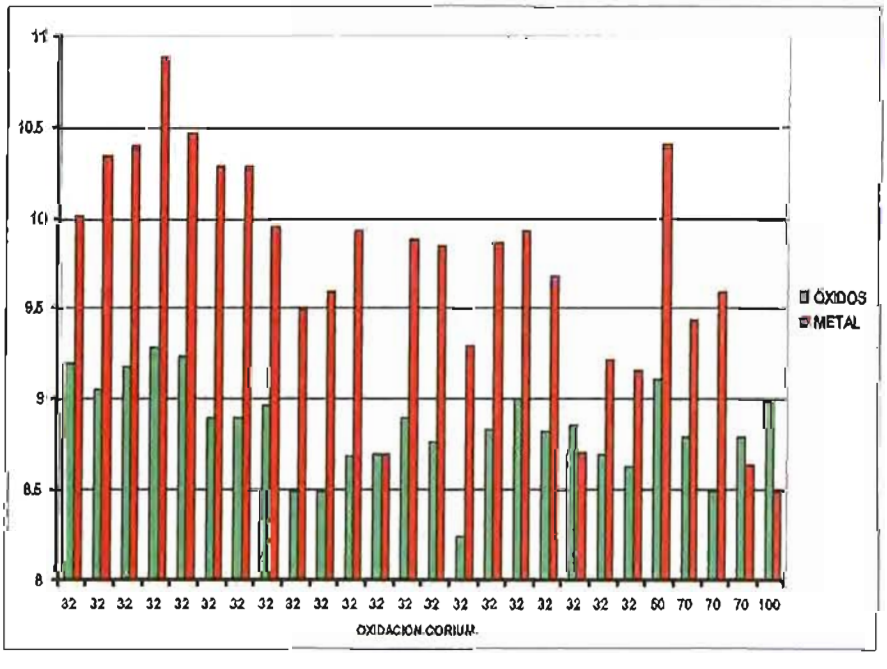


Figura 3. Densidad de las capas metálicas y de óxidos en los experimentos STFM-Ox (con atmósfera oxidante).

todos los experimentos a pequeña (STFM-Fe) y media (MA) escala realizados para conocer la incidencia del Fe en el comportamiento del corium líquido en los proyectos MASCA y MASCA-2. Como puede apreciarse, cuando el grado de oxidación del corium aumenta, se puede dar el fenómeno de inversión de capas, es decir, la capa más densa es la capa de óxidos y la más ligera la metálica, con lo cual volvería a aparecer el denominado efecto lente. Estos resultados serán muy útiles para comprender los resultados de los experimentos con atmósfera de vapor, es decir con atmósfera oxidante. Para facilitar la comprensión de estos resultados, proporcionaremos una explicación más bien intuitiva. La presencia de vapor en la atmósfera oxida el zirconio del sistema Fe-UO_2-ZrO_2-Zr, y, por tanto, aumenta el grado de oxidación del corium. Una vez consumido todo el vapor del experimento, el sistema Fe-UO_2-ZrO_2*-Zr*, donde los asteriscos se han introducido para señalar que la masa de estas sustancias es diferente de la inicial, se comporta como lo haría en atmósfera inerte. En realidad los dos fenómenos, oxidación del Zr y estratificación del corium, son simultáneos. Una consecuencia de la presencia suficiente de vapor es que se puede producir una segunda inversión de capas en el corium. La primera estratificación tendría a la capa de óxidos por encima de la capa metálica y en la segunda inversión, se tendría a la capa de metal por encima de la capa de óxidos. La figura 4 muestra la densidad de las dos capas, en función del grado de oxidación final del corium.

La estratificación del corium también se ha observado cuando se introduce, además de Fe, los materiales absorbentes de neutrones típicos de los reactores de agua ligera, como son el Ag-In-Cd y el B_4C. Se ha realizado un experimento con el primer absorbente de neutrones y 6 experimentos con el segundo, todos ellos en atmósfera inerte. Los resultados obtenidos son muy similares

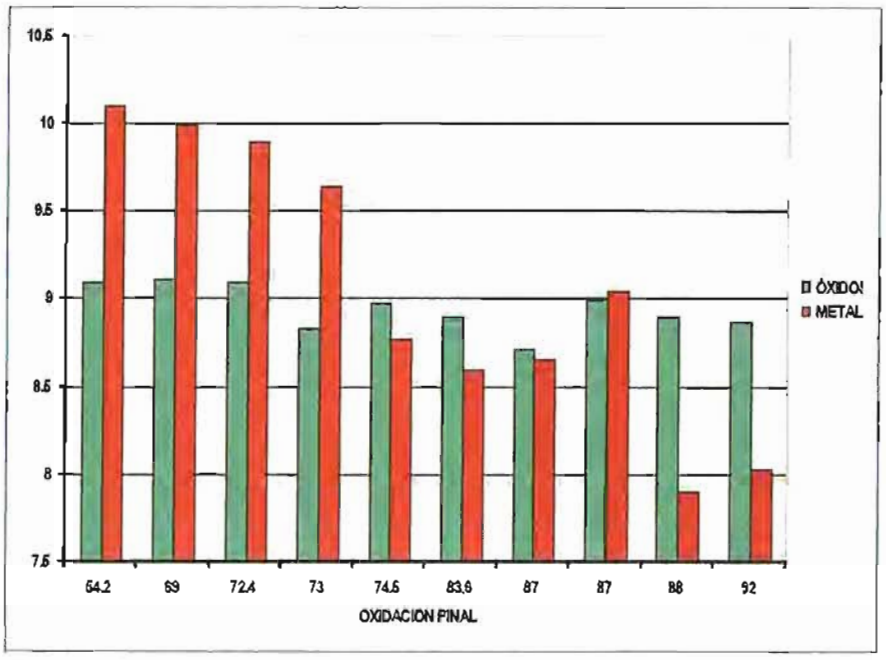


Figura 4. Densidad de las capas metálicas y de óxidos en los experimentos STFM-Ox (con atmósfera oxidante).

a los obtenidos en los experimentos STFM-Fe.

4.3. El comportamiento de los productos de fisión

El dióxido de uranio que se deposita en el fondo de la vasija como consecuencia de la fusión del núcleo también contiene productos de fisión. Para conocer la distribución de los productos de fisión entre las diferentes capas de corium, algunos experimentos de los proyectos RASPLAV, MASCA y MASCA-2 han incluido simulantes de estos productos de fisión. Los experimentos en los que se han introducido productos de fisión abarcan todas las escalas: gran escala (experimento RASPLAV AW-3 y RCW-1), media escala (experimentos MA-3 y MA-4), y pequeña escala.

Los productos de fisión simulados han sido los siguientes: Ba, Sr, Ce, La, Ru, Mo. Estos elementos son representativos de los grupos radiológicos que se consideran en los APS de nivel 2, si exceptuamos los gases nobles y los productos de fisión más volátiles [2]. La NRC [3] considera que la forma química de estos productos de fisión en el corium es la siguiente. El Mo y el Ru están en forma metálica, mientras que el resto se encuentra en forma de óxidos: el Sr y el Ba como monóxidos, el Ce como dióxido y el La, como un sesquióxido.

Los resultados experimentales muestran el comportamiento esperado en los productos de fisión: el Mo y del Ru se depositan en la capa metálica del corium, mientras el resto, Sr, Ba, Ce y el La se depositan en la capa de óxidos.

4.4. La medida de propiedades físicas de diferentes sustancias

Para poder desarrollar modelos que se incorporen a los códigos de cálculo es necesario aumentar la base de datos disponible de las propiedades físicas tanto de los materiales empleados en estos experimentos, como de los materiales originados en ellos. Por consiguiente, en los proyectos RASPLAV, MASCA y MASCA-2 se han medido las siguientes magnitudes físicas. En el caso del corium, se ha medido su densidad y su resistividad eléctrica a temperaturas superiores a 2.500 °C y con diferentes grados de oxidación. Para el corium y la capa metálica, se ha medido su viscosidad, conductividad térmica y tensión superficial a altas temperaturas, así como la temperatura de expansión de estos materiales.

5. El experimento a gran escala RCW-1

En el proyecto MASCA se ha realizado un solo experimento a gran escala, que se denominó RCW-1[4]. Este experimento se llevó a cabo el 17 de septiembre de 2002, y en él se emplearon 66.4 Kg de corium con un grado de oxidación del 32%, 4.6 Kg de acero y 0.57 Kg de productos de fisión. La temperatura del experimento fue de 2.500 °C y duró 2.6 horas.

La figura 5 muestra el estado final del corium. Se observa que el corium se ha segregado en dos capas: una metálica y otra de óxidos. Pero a diferencia de lo que sucedía en los experimentos a pequeña y media escala, la segregación del corium en capas no ha terminado todavía. Los científicos del CEA de Grenoble estiman que se tardarían unas 4 horas en alcanzar el estado de equilibrio termodinámico, que sería de una capa de óxidos en la parte superior y una metálica en la parte inferior. Este experimento puso de manifiesto la importancia de los estados transitorios del corium y la posibilidad de que el escenario envolvente pueda ser uno de estos estados transitorios.

Por lo que respecta a los productos de fisión, éstos se comportaron como se ha indicado en la sección 4.3.

6. Los escenarios envolventes con el corium formado por lechos de partículas

El Comité Técnico del proyecto MASCA consideró que, además de los escenarios envolventes con corium líquido, era preciso considerar un escenario envolvente con corium solidificado en forma de lechos de partículas, por las razones que se exponen a continuación.

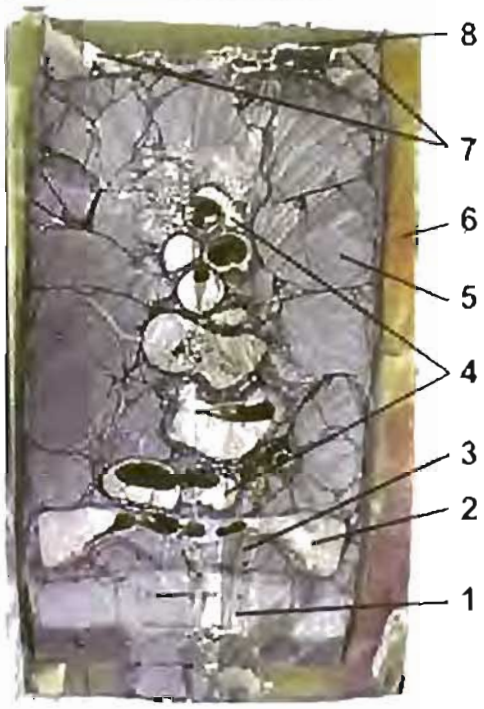
Un posible escenario en la evolución de un accidente severo es aquel en el cual haya agua en el plenum inferior de la vasija del reactor. En este caso, el corium que se deposita en el plenum inferior se fragmenta en partículas de diferentes tamaños. Los experimentos de

la serie FARO [5] estudiaron este fenómeno con detalle y demostraron que, en promedio, el 50% de las partículas tenían un tamaño inferior a 4 mm en todos los experimentos. En el accidente de TMI-2, entre un 3% y un 10% de las partículas tenían un tamaño inferior a 1mm. Un grupo de expertos de la NEA/OCDE [6] señaló en un informe del año 1998 que la migración de metales fundidos dentro de lechos de partículas de corium era un tema sometido a fuertes incertidumbres debido a la limitada base de datos experimental. Por otra parte, algunos experimentos [7] habían puesto de manifiesto que la interacción del Zr fundido con UO_2 originaba disoluciones con un punto de fusión relativamente bajo, por debajo de la temperatura de solidus del corium.

Por tanto, se decidió considerar el siguiente escenario envolvente. El corium se deposita sobre el plenum inferior de la vasija en forma de lechos de partículas a temperaturas relativamente bajas (entre 1.200 °C y 2.000 °C; obsérvese que muy alejadas de la temperatura de líquidus del corium), y sobre este lecho se derraman metales fundidos procedentes de los materiales estructurales del reactor. Este es un problema de penetración de líquidos en lechos porosos.

Para estudiar este problema se realizaron 12 experimentos a pequeña escala (entre 45 y 250 gr de corium y 45 y 250 gr de metal fundido) en atmósfera inerte y tres experimentos a pequeña escala con atmósfera oxidante (dos experimentos con vapor y un experimento con aire). Además de la atmósfera, los principales parámetros de los experimentos han sido los siguientes:

— El tamaño de las partículas estuvo comprendido entre 1.2 y 3.5 mm, salvo en un experimento, en el que su tamaño fue de 8*8*10 mm.



1. Material estructural;
2. Parte metálica inferior;
3. Corium parcialmente fundido;
4. Capa metálica central;
5. Capa de óxidos;
6. Epoxy
7. Capa metálica superior;
8. Superficie.

Figura 5. Estado final del corium en el experimento RCW-1

La porosidad de los lechos de partículas estuvo comprendida entre el 41% y el 51%.

— La temperatura de los experimentos fue de 1.600 °C, 1.800 °C y 2.050 °C.

— El grado de oxidación del corium varió desde el 32% al 100%.

— Los metales fundidos empleados fueron: hierro, acero inoxidable y mezclas acero inoxidable-Zr.

Para analizar los resultados de estos experimentos, se ha considerado conveniente separar los resultados obtenidos en atmósfera inerte de los obtenidos en atmósfera oxidante.

Los experimentos con atmósfera inerte han demostrado que la migración del metal fundido dentro del lecho de partículas depende de los siguientes factores:

— El tamaño de las partículas.

— El ángulo de contacto entre el metal y el corium. El ángulo de contacto depende de la tensión superficial del metal, que a su vez depende de su composición y de la temperatura.

El experimento realizado con partículas grandes de corium (8*8*10 mm) demostró que el metal fundido penetraba a través de los poros del corium.

Para tamaños de partículas más pequeños, los resultados obtenidos dependían del metal, la temperatura y las impurezas de carbono. Así, la penetración del Fe en el lecho de corium tiene una temperatura umbral de 1.670 °C, ligeramente por encima de la temperatura de fusión del carburo de hierro. El acero inoxidable mostró un comportamiento similar. Cuando no hay carbono, la temperatura umbral es de 1.800 °C, pero con la presencia de carbono, el acero inoxidable no penetra el lecho de partículas a esa temperatura, debido a la formación de carburos de cromo, que funden a 1.890 °C. La aleación de acero inoxidable y zirconio (85% de acero inoxidable +15% de Zr) no penetró el lecho de partículas a ninguna de las temperaturas de los experimentos. Los científicos del Instituto Kurchatov consideran que esto se debe a la formación de carburos de zirconio que tienen temperaturas de fusión del orden de los 3.000 °C.

Otra de las conclusiones obtenidas en estos experimentos con atmósfera inerte es que cuando el corium está completamente oxidado, no se observa penetración del metal fundido, lo que nos lleva a analizar los resultados de los experimentos con atmósfera oxidante. En este apartado, las incertidumbres son grandes todavía, pero se han obtenido algunas conclusiones que se detallan a continuación. Los experimentos realizados con atmósfera oxidante sólo han empleado acero

inoxidable como metal fundido. La atmósfera oxidante tiene dos efectos: primero oxida el Zr que haya en el corium y después oxida el Fe. Cuando la oxidación del Fe no es total, su penetración en el lecho de partículas de corium depende de los factores ya estudiados en el caso con atmósfera inerte. Ahora bien, cuando todo el Fe se oxida, los óxidos de uranio, hierro y zirconio forman una disolución de muy bajo punto eutéctico, es decir, que puede estar en estado líquido a las temperaturas de los experimentos. El comportamiento de esta disolución de óxidos no se ha analizado en los experimentos del proyecto MASCA-2.

7. El proyecto CORTRAN

El Comité Técnico y el Comité de Dirección del proyecto MASCA-2 han considerado que los trabajos de investigación en el campo del comportamiento del corium en el plenum inferior de la vasija del reactor deben de continuar. Para ello se va a poner en marcha el programa CORTRAN (*"CORium TRANsient"*). Esta decisión se basa en razones estratégicas y técnicas. Las razones estratégicas responden a la conveniencia de mantener tanto las instalaciones experimentales capaces de trabajar con corium a alta temperatura, como el muy cualificado personal científico que trabaja en estos proyectos. Desde el punto de vista técnico, todavía quedan incertidumbres en este terreno. En la actualidad, se están discutiendo los detalles de la futura matriz de pruebas. Las opciones que se barajan son el estudio de los estados transitorios del corium líquido y de los lechos de partículas, tanto en atmósfera inerte como oxidante, la realización de experimentos a gran escala y el aumento de la base de datos disponible sobre propiedades físicas del corium y de las capas metálicas y de óxidos a altas temperaturas.

8. Aplicaciones a planta

Para tener una idea cuantitativa de los beneficios para la seguridad de una central de esta estrategia de gestión de accidentes severos, el Área MOSI (Área de Modelización y Simulación) ha realizado un estudio para una central PWR de tres lazos diseñada por Westinghouse. Los resultados muestran que si esta estrategia de gestión de accidentes severos fuera fiable, es decir, que la probabilidad de evitar el fallo de la vasija del reactor fuera del 90%, la refrigeración de la vasija mediante la inundación de la cavidad del reactor reduciría la probabilidad de fallo de la contención a un 24,3%, frente a un 83,4% en el caso base. Para valorar mejor esta reducción, debe de tenerse en cuenta lo siguiente. La descomposición de esta probabilidad de fallo de la contención es como sigue:

"A pesar de la importante cantidad de datos experimentales obtenidos, se han realizado pocas aplicaciones a las centrales de agua ligera occidentales en operación."

— Las secuencias que originan *bypass* de la contención se mantienen en un 17,7%, ya que esta estrategia de gestión de accidentes severos, evidentemente, no es aplicable a estas secuencias.

— En el caso analizado, la probabilidad de fallo temprano de la contención era muy baja en el caso base, por lo que esta estrategia apenas tuvo efecto sobre este modo de fallo de la contención.

— La probabilidad de fallo tardío de la contención pasa al 3,5%, frente al 35% del caso base.

— La probabilidad de fallo de la losa de hormigón por interacción núcleo fundido-hormigón se reduce hasta el 3% frente al 30,16% del caso base.

— Si no fuese posible impedir el fallo de la vasija del reactor, la inundación de la cavidad del reactor no tendría consecuencias negativas para la seguridad de la planta, ya que la probabilidad de fallo de la contención por calentamiento directo de la contención con cavidad llena de agua o por explosiones de vapor fuera de la vasija seguiría siendo despreciable.

A pesar de la importante cantidad de datos experimentales obtenidos, se han realizado pocas aplicaciones a las centrales de agua ligera occidentales en operación. Las referencias 8 y 9 señalan que esta estrategia de gestión de accidentes severos ha sido aprobada por el Organismo Regulador finlandés, el STUK, para la central de Loviisa. Esta central es de diseño soviético y tiene una baja densidad de potencia, circunstancia que no es aplicable a los reactores occidentales. La NRC también ha aprobado esta medida de gestión de accidentes severos para el AP-600. Para los reactores occidentales de agua ligera, los cálculos efectuados muestran que esta estrategia es viable, si no hay estratificación del corium, la potencia del reactor está en el rango de 600 a 700 MWe y no hay penetraciones en el fondo de la vasija.

Los experimentos de los proyectos RASPLAV, MASCA y MASCA-2 han permitido a la NRC introducir mejoras en el código MELCOR [10]. La versión MELCOR 1.8.6 contiene una serie de modelos que permitirán reproducir más adecuadamente el accidente de TMI-2. MELCOR 1.8.6 funde dos de las subrutinas de anteriores versiones de MELCOR, la subrutina COR (modelización del núcleo) y la subrutina BH (modelación detallada del plenum inferior de la vasija). La subrutina COR de MELCOR 1.8.6 permite modelar la geometría hemiesférica, hemiesférica truncada y cilíndrica del plenum inferior de la vasija. Para centrales PWR, MELCOR 1.8.6 ha mejorado la modelación del núcleo, incluyendo modelos

para el barrilete, estructuras soporte y región de *bypass*. Estos modelos permitirán modelar el fallo del barrilete en caso de accidente severo, tal y como sucedió en el accidente de TMI-2. MELCOR 1.8.6 ha introducido dos nuevos componentes que permiten representar capas metálicas fundidas y capas de óxidos fundidos de manera independiente. Estos nuevos componentes permiten modelar la estratificación del corium de forma no mecanicista. En concreto, MELCOR 1.8.6 siempre supone que la capa de metales es más ligera que la capa de óxidos. Este sencillo modelo de estratificación del corium es aplicable a las piscinas de corium fundido depositadas en el fondo de la vasija y a las que se forman en los bloqueos del núcleo del reactor. MELCOR 1.8.6 también incorpora coeficientes de transmisión de calor por convección desde estas piscinas de corium fundido basados en los resultados obtenidos en RASPLAV y MASCA. También modela la posible existencia de costras en los bordes del corium fundido, basados en la resolución del problema de Stefan.

La NRC también ha evaluado la viabilidad de esta estrategia de gestión de accidentes severos para el reactor AP-1000 [11]. La evaluación de la NRC considera dos escenarios envolventes. En el primero, se considera que el corium depositado en el plenum inferior de la vasija está estratificado en dos capas. Una capa de óxidos más pesada y una capa metálica más ligera. El segundo escenario está basado en los resultados de MASCA y MASCA-2 y considera tres capas en el corium: una capa metálica pesada, una capa de óxidos y una capa metálica más ligera. La NRC señala que las principales incertidumbres en este análisis son las siguientes: masa de UO_2 depositada en el plenum inferior de la vasija, la fracción de Zr oxidado en la fase *in-vessel*, el calor de desintegración en la piscina de corium fundido y la masa de acero en la capa metálica de menos densidad. Para el primer escenario envolvente (capa de óxidos - capa de metal) la probabilidad condicionada de fallo de la vasija en la zona cubierta por la capa de óxidos es cero. En cambio, la probabilidad condicionada de fallo de la vasija en la zona cubierta por la capa metálica es del 15%. Este resultado se ha obtenido suponiendo que no haya productos de fisión en la capa metálica. Los resultados experimentales obtenidos en MASCA y MASCA-2 muestran que esta hipótesis puede no ser conservadora. Por tanto, la NRC ha estudiado la posibilidad de que la cantidad de productos de fisión depositados en la capa metálica sea tal, que la fracción del calor residual total en esta capa esté comprendida entre el 10% y el 20%. En este caso, la probabilidad condicionada de fallo de la vasija es del 27%. Sin embargo, si se aumenta la fracción de calor residual total en la capa metálica hasta el 90%, apenas aumenta la probabilidad condicionada de fallo de la vasija, porque el calor transmitido por la capa de óxidos a la capa metálica es muy inferior al caso base. Respecto al segundo escenario, la evaluación de la NRC muestra que la capa metálica más pesada, en ningún caso origina el fallo de la vasija del reactor.

9. Conclusiones

Las estrategias de gestión de accidentes severos que tienen como objetivo impedir la rotura de la vasija del reactor son, potencialmente, muy positivas para la seguridad de la planta, ya que pueden evitar toda la fase ex-vessel de un accidente severo y, por tanto, pueden reducir significativamente el riesgo asociado a la planta. Una de estas estrategias consiste en impedir el fallo de la vasija mediante la inundación de la cavidad del reactor. Estudios realizados en el Área MOSI para una típica central PWR de tres lazos diseñada por Westinghouse demuestran que si la probabilidad de éxito de esta estrategia fuera del 90%, la probabilidad de fallo de la contención pasaría de un 83,4% en el caso base, a un 24,3%.

Para analizar la viabilidad de esta estrategia de gestión de accidentes severos se han puesto en marcha varios programas de investigación. En este artículo se han descrito las principales características de los proyectos internacionales coordinados por la NEA, que son: RASPLAV (1994 - 2000), MASCA (2000 - 2003) y MASCA-2 (2003 - 2006). Los experimentos de estos proyectos internacionales de investigación se han realizado en el Instituto Kurchatov de Rusia. Es la primera vez que se han realizado experimentos con corium real a temperaturas de 2.500 °C y, en algunos casos, los experimentos se han llevado a cabo con atmósfera oxidante. La realización de estos experimentos ha planteado importantes retos tecnológicos, porque ha sido necesario desarrollar técnicas de medida a altas temperaturas, así como encontrar materiales que sean capaces de contener el corium a altas temperaturas durante el tiempo que duran los experimentos. Además, ha sido necesario desarrollar sofisticados códigos de cálculo para poder analizar los experimentos. La superación de todas estas dificultades técnicas y científicas habla elocuentemente del alto nivel científico y tecnológico del equipo de investigadores del Instituto Kurchatov.

La exposición de los principales logros científicos obtenidos en los anteriores proyectos de investigación requiere la descripción de los escenarios envolventes de esta estrategia de gestión de accidentes severos. En un principio, se consideró como escenario envolvente la deposición en el plenum inferior de la vasija de corium líquido y homogéneo. Por corium se entiende la mezcla UO_2-ZrO_2-Zr, es decir, no hay materiales estructurales, ni venenos neutrónicos. Para que el corium esté en estado líquido, su temperatura debe ser superior a 2.500 °C. En la jerga de estos pro-

yectos, se denomina grado de oxidación del corium depositado en el fondo de la vasija, a la fracción del Zr de las vainas oxidado en la fase *in vessel*. Los experimentos del proyecto RASPLAV se diseñaron para estudiar el comportamiento de este tipo de corium y merecen especial mención, los cuatro experimentos a gran escala, en los que se emplearon 200 Kg de corium. Los resultados de este proyecto demostraron que el corium transmitía calor a las paredes de la vasija por convección, sirvieron para validar las correlaciones de transmisión de calor por convección desde fluidos con fuentes de calor volumétricas y demostraron que la transmisión de calor no era uniforme, sino que dependía del ángulo azimutal. Si tomamos el origen de ángulos en el punto más bajo de la vasija, la transmisión de calor es mínima a 0º y aumenta a medida que aumenta este ángulo. Esta es una tendencia afortunada, ya que el flujo calorífico crítico tiene la misma tendencia.

Los experimentos del proyecto RASPLAV sacaron a la luz un fenómeno inesperado por la comunidad científica. El corium líquido depositado en el fondo de la vasija podía dejar de ser homogéneo, es decir, podía estratificarse en capas. Si la capa superior está compuesta por metales, la transmisión de calor a las paredes de la vasija aumenta y este aumento es mayor, cuanto menor es el grosor de la capa metálica. Este fenómeno se denomina efecto lente.

El estudio de los mecanismos de estratificación del corium originó la puesta en marcha de los proyectos MASCA y MASCA-2. Uno de los elementos causantes de la estratificación del corium en capas es el carbono. El núcleo del reactor tiene varias fuentes de carbono, como las pastillas de UO_2 debido al proceso de sinterización y el acero inoxidable. Los experimentos permitieron conocer la cantidad mínima de carbono necesaria para que el corium se estratifique, que resultó ser del 0.2% en peso. La estratificación del corium por la presencia de carbono da lugar al efecto lente, ya que el corium se segrega en dos capas: una capa de óxidos, más pesada, y una capa más ligera de metales.

El acero inoxidable es uno de los principales materiales estructurales del reactor y también forma parte del corium depositado en el fondo de la vasija, si bien su cantidad es un parámetro incierto. El Fe, principal constituyente del acero inoxidable, también origina la estratificación del corium y este mecanismo fue estudiado con detalle mediante experimentos a pequeña, media y gran escala, y en atmósfera tanto inerte, como oxidante. Los experimentos con atmósfera inerte demostraron que cuando el grado de oxidación del corium líquido es bajo, el corium se estratifica en dos capas, pero ahora, la capa metálica es más densa que la capa de óxidos y, por tanto, se deposita en el fondo de la vasija, eliminando el efecto lente. Este fenómeno se debe a la migración de U y Zr a la capa metálica y, debido a la alta densidad del U, hace que esta capa sea más pesada. Sin embargo, cuando el grado de oxidación del corium es muy alto, no se produce la migración del U y del Zr y, por consiguiente, la capa metálica es menos densa y está en la parte superior del corium, por lo que vuelve a aparecer otra vez el efecto lente. El efecto de la atmósfera oxidante fue, esquemáticamente, el siguiente. El vapor oxida el Zr metálico del corium, con lo que aumenta el grado de oxidación del corium, y una vez consumido todo el vapor del experimento, el corium se comportaba como en los experimentos con atmósfera inerte. Por tanto, la presencia de vapor, puede dar lugar a una segunda inversión de capas: otra vez la capa metálica por encima de la capa de óxidos. Una consecuencia de estos resultados experimentales fue considerar el siguiente escenario envolvente: el corium se estratifica en tres capas: metal - óxidos - metal.

"Las estrategias de gestión de accidentes severos cuyo objetivo es impedir la rotura de la vasija del reactor son muy positivas para la seguridad de la planta pues pueden reducir significativamente el riesgo asociado a la misma."

También se ha estudiado el comportamiento de los productos de fisión que arrastra el corium cuando se deposita en el fondo de la vasija. Todos los experimentos realizados a pequeña, media y gran escala han dado los mismos resultados. Los productos de fisión cuya forma química estable es metálica, como el Ru y el Mo, se depositan en la capa metálica del corium. Los productos de fisión cuya forma química estable es un óxido, casos del Sr, Ba, Ce y La, se depositan en la capa de óxidos.

En los proyectos MASCA y MASCA-2 sólo se ha realizado un experimento a gran escala. La principal conclusión de este experimento ha sido que la constante de tiempo de los procesos de transferencia de masa depende de la escala. Se calcula que en una situación real la estratificación en capas del corium llevaría unas cuatro horas. Este resultado subraya la importancia de estudiar con detenimiento los estados transitorios del corium, por si aparecieran nuevos escenarios envolventes.

Otro escenario envolvente considerado en los proyectos MASCA y MASCA-2 consiste en considerar el corium depositado en el fondo de la vasija del reactor como un lecho de partículas. Este escenario es típico de accidentes en los que hay agua en el fondo de la vasija y el corium puede fragmentarse. Las temperaturas del corium en este

tipo de escenarios se encuentran entre los 1.200 °C y 2.000 °C. Los experimentos realizados en este tipo de escenarios tenían el objetivo de averiguar si el metal fundido que se vierte sobre estos lechos de partículas es capaz de llenar los poros del lecho. Los experimentos en atmósfera inerte han demostrado que el Fe y el acero inoxidable tienen unas temperaturas umbral, por encima de los cuales, estos metales penetran el lecho de partículas. La temperatura umbral depende de las impurezas de carbono. En el caso del Zr líquido, no se ha observado que sea capaz de penetrar el lecho de partículas. Los experimentos en atmósfera oxidante no son todavía concluyentes. Se destacará la siguiente tendencia. Si la cantidad de vapor es suficiente para oxidar todo el Zr y el Fe contenido en el lecho de partículas, se produce una disolución de óxidos de uranio, zirconio y hierro, con un bajo punto eutéctico.

Tanto el Comité Técnico, como el Comité de Dirección del proyecto MASCA-2 han considerado que deben de continuar los trabajos experimentales en este campo. Por una parte, es conveniente mantener en funcionamiento las instalaciones experimentales de este proyecto, que son las únicas en el mundo capaces de hacer experimentos con corium a altas temperaturas. Igualmente es muy recomendable mantener al actual equipo investigador, que ha dado muestras de su elevada calificación técnica y científica. En la actualidad se está discutiendo la matriz experimental del nuevo proyecto de investigación, que se denominará CORTRAN ("*CORium TRANsient*") y que se prevé que comience el año 2007 y finalice el año 2011.

Los abundantes datos experimentales obtenidos en los proyectos internacionales RASPLAV, MASCA y MASCA 2 han permitido hacer una serie de aplicaciones a planta, si bien, la mayoría de estas aplicaciones se han orientado a reactores avanzados. El Organismo Regulador finlandés, STUK, ha aprobado esta medida de gestión de accidentes severos en la central de Loviisa, una central de diseño soviético y de baja densidad de potencia. Para los reactores comerciales de agua ligera típicos de occidente, esta estrategia puede ser viable si no hay estratificación del corium, la potencia del reactor está en el rango de 600 a 700 MWe y no hay penetraciones en el fondo de la vasija.

La NRC ha introducido mejoras en los modelos de MELCOR para poder simular más adecuadamente el accidente de TMI-2. Estas mejoras han tenido en cuenta los resultados experimentales de RASPLAV y MASCA. La versión MELCOR 1.8.6 permite modelar mejor la geometría del plenum inferior de la vasija. Para centrales PWR, MELCOR 1.8.6 ha introducido modelos del barrilete y otras estructuras del núcleo, que permitirán simular el fallo del barrilete en caso de accidente severo, tal y como sucedió en el accidente de TMI-2. También ha introducido un modelo no mecanicista que permite modelar la estratificación del corium líquido tanto en el plenum inferior de la vasija, como en los bloqueos del núcleo. El modelo de MELCOR 1.8.6 sólo permite que la capa de metales sea más ligera que la capa de óxidos. Finalmente, MELCOR 1.8.6 ha incorporado coeficientes de transmisión de calor por convección desde piscinas de corium fundido basados en los resultados de RASPLAV y MASCA y modela la existencia de costras en las piscinas de corium fundido.

La NRC ha aceptado esta estrategia de gestión de accidentes severos para el reactor AP-600, mientras que su evaluación del AP-1000 ha concluido que la probabilidad de fallo de la vasija del reactor está entre el 15% y el 27%, debido al efecto lente de la capa de metales depositada por encima de la capa de óxidos.

Referencias

[1]. "*RASPLAV Final Report. Behavior of the corium molten pool under external cooling*". Edited by V. G. Asmolov, V.F.Strizhov, Yu.G.Degaltsev, Moscú, 2000.

[2]. NUREG-0956. "*Reassessment of Technical Bases for Estimating Source Terms. Final Report*". M. Silberberg et al. Julio 1986.

[3]. NUREG/CR-5843, "*CORCON-MOD3: An Integrated Computer Model for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions. User's manual*". D. R. Bradley et al. Agosto 1993.

[4]. MP-TR-11 "*RCW Post-Test Analysis Results*". V. G. Asmolov et al. Julio 2003.

[5]. "*Debris and Pool Formation/Heat Transfer in FARO-LWR: Experiments and Analyses*". D. Magellon et. al. Workshop Proceedings, March 3-6 1998.

[6]. NEA/CSNI/R(97)34. "*Molten Material Relocation into the Lower Plenum: A Status Report*". Septiembre, 1998.

[7]. "*Dissolution of Solid UO_2 by Molten Zircaloy and its Modeling*". P. Hofmann et. al. International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants. Sorrento, Italy, 21-25 March 1988.

[8]. NEA/CSNI/R(98)21. *OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability*. 3-6 marzo 1998. Summary and Conclusions.

[9]. "*Application of RASPLAV Project Results to Evaluations at Prototypic Accident Conditions*". B.R. Sehgal. Liaison Officer from OECD to RASPLAV Project. 5 de Octubre 1.998,

[10]. "*New Model Improvements in MELCOR 1.8.6 to Simulate the Formation and Behavior of Molten Pools in Severe Accidents*". Larry Humphries et al. Proceedings from NURETH-11.

[11]. NUREG/CR-6849 "*Analysis of In-vessel Retention and Ex-vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000*". H. Esmaili et al. Agosto, 2004.

A. Cortés-Blanco*

Especificaciones actuales de la ficha técnica de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España

En este artículo se detallan las especificaciones actuales de la ficha técnica de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España.

1. Introducción

Los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) como principio activo tienen la consideración legal de medicamentos. Por tanto, están sometidos al cumplimiento de toda la legislación farmacéutica como el resto de los medicamentos.

En España existen nueve radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) que cuentan con autorización sanitaria de comercialización (véase la tabla I) [1-9]. Se han sometido a un procedimiento de evaluación y registro por parte de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios, como Autoridad Sanitaria competente en esta materia, con el fin de obtener la autorización sanitaria de comercialización de la Administración. Están autorizados concretamente para unas condiciones de uso especificadas en su Resumen de las Características del Producto o ficha técnica. Estas condiciones son las necesarias para garantizar tanto la seguridad y eficacia clínicas como la calidad farmacéutica de dichos radiofármacos en su uso humano, teniendo en cuenta los requisitos específicos derivados de su naturaleza radiactiva.

La Agencia ha armonizado las condiciones de uso clínico autorizadas para estos nueve radiofármacos, en consonancia con las especificaciones de uso recomendadas por el Grupo de Reconocimiento Mutuo de la Agencia Europea de Medicamentos para los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) [10].

Este artículo detalla las especificaciones de uso actualmente recogidas en la ficha técnica de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España. La ficha técnica de cada uno de estos radiofármacos está disponible en la página web de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios. Dado que todavía no se ha finalizado el mencionado proceso de armonización de las fichas técnicas de los nueve radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España, y que las especificaciones de la ficha técnica de todo medicamento se modifican con frecuencia, se debe considerar únicamente la ficha técnica propia de cada producto como el documento autorizado que recoge las especificaciones vigentes de uso humano autorizadas para dicho producto.

La tecnología que combina la tomografía por emisión de positrones (PET) y la tomografía axial computarizada (TAC) ha irrumpido con fuerza en la práctica clínica diaria. Dichos equipos híbridos PET-TAC permiten realizar simultáneamente ambos tipos de exploraciones y así obtener una imagen funcional y otra anatómica del mismo paciente en un solo proceso. Esta tecnología combinada puede ocasionar artefactos en la imagen PET que han de tenerse siempre en cuenta [11]. Además, supone administrar al paciente un radiofármaco PET y en ocasiones administrar además un contraste radiológico de TAC. Esto

*A. Cortés-Blanco trabaja en la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios, Subdirección General de Medicamentos de Uso Humano, División de Farmacología y Evaluación Clínica. Asesora y Evaluadora Clínica.

Tabla 1. Radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España: identificación, composición cuantitativa, periodo de validez y precauciones especiales de conservación.

Denominación del medicamento *Titular de la autorización de comercialización*	*Nº registro AEMPS*	*Cantidad de fludesoxiglucosa (^{18}F)* *Por mililitro*	*Rango comercializado por vial*	*Presentación*	*Periodo de validez* *Antes de abrir el envase*	*Después de abrir el envase por 1ª vez(*)*	*Precauciones especiales de conservación*
FLUOTRACER 1110 MBq/ml solución inyectable *Titular: CENTRO PET COMPLUTENSE, S.A.*	64781	1110 MBq en fecha y hora de fabricación	954,6-25863 MBq en fecha y hora de fabricación	Multidosis	12 horas desde fecha y hora de fabricación	12 horas	No requiere
FLUCIS solución inyectable *Titular: CIS bio international*	65034	250 MBq en fecha y hora de calibracion	200-500 MBq en fecha y hora de calibración	Monodosis	8 horas desde fecha y hora de fabricación	No aplicable	No conservar a T°>25°C
FLUORSCAN 1700 MBq/ml solución inyectable *Titular: MOLYPHARMA, S.A.*	65052	1700 MBq en fecha y hora de fabricación	1700-17000 MBq en fecha y hora de fabricación	Multidosis	8 horas desde fecha y hora de fabricación	8 horas	No conservar a T°>25°C
FLUODOS 1110 MBq/ml solución inyectable *Titular: CENTRO PET COMPLUTENSE, S.A.*	65223	1110 MBq en fecha y hora de fabricación	954,6-25863 MBq en fecha y hora de fabricación	Multidosis	12 horas desde fecha y hora de fabricación	12 horas	No requiere
FARNA-FDG 1700 MBq/ml solución inyectable *Titular: MOLYPHARMA, S.A.*	65941	1700 MBq en fecha y hora de fabricación	1700-17000 MBq en fecha y hora de fabricación	Multidosis	8 horas desde fecha y hora de fabricación	8 horas	No conservar a T°>25°C
FDG Scan (18F), 260 MBq/ml, solución inyectable *Titular: MALLINCKRODT MEDICAL B.V.*	66843	260 MBq en fecha y hora de calibración	260-4160 MBq en fecha y hora de calibración	Monodosis	8 horas desde fecha y hora de fabricación	No aplicable	No conservar a T°>25°C
Steripet 250 MBq/ml solución inyectable *Titular: GE HEALTHCARE BIO-SCIENCES, S.A.*	67613	250 MBq en fecha y hora de calibración	1000-2500 MBq en fecha y hora de calibración	Multidosis	10 horas desde fecha y hora de fabricación		Conservar a T°<25°C
FDGCADPET 1194 MBq/ml solución inyectable *Titular: Centro Andaluz de Diagnóstico PET, S.A.*	67716	1194 MBq en fecha y hora de calibración	1194-10746 MBq en fecha y hora de calibración	Multidosis	10 horas desde fecha y hora de calibración	4 horas	Conservar a T°<25°C
BARNASCAN 3000 MBq/ml solución inyectable *Titular: BARNATRON, S.A.*	68016	3000 MBq en fecha y hora de fabricación	3000-30000 MBq en fecha y hora de fabricación	Multidosis	10 horas desde fecha y hora de fabricación	10 horas	Conservar a T°<25°C

(*) siempre y cuando este no sobrepase la fecha y hora de caducidad referente a la apertura del envase que se incluye en el embalaje.

obliga a evaluar la existencia de posibles interacciones medicamentosas y/o tecnológicas derivadas del uso de ambos medicamentos de forma simultánea en un mismo paciente, con objeto de garantizarle una administración segura y eficaz de los mismos. Todo ello queda recogido en este artículo.

El contenido e información del presente artículo tiene una finalidad exclusivamente informativa y carece de validez a efectos legales.

2. Composición y forma farmacéutica

Estos radiofármacos están compuestos por fludesoxiglucosa (^{18}F) como principio activo, en diferente cuantía para cada producto (véase la tabla 1), y de varios excipientes especificados en su ficha técnica. El radioisótopo flúor-18 de su molécula decae a oxígeno-18 estable con un periodo de semidesintegración de 109,77 minutos, mediante emisión de positrones con una energía máxima de 634 KeV seguida de una radiación de aniquilación de positrones de 511 KeV.

Son radiofármacos listos para su uso que se presentan en forma de solución inyectable límpida, incolora o ligeramente amarilla.

3. Indicaciones clínicas

Son medicamentos únicamente autorizados para uso diagnóstico. Están indicados para su utilización en la obtención de imágenes mediante tomografía por emisión de positrones (PET) en las siguientes indicaciones oncológicas, cardiológica y neurológica:

Oncología

En pacientes sometidos a procedimientos de diagnóstico oncológico que describan funciones o enfermedades en las que el objetivo diagnóstico sea visualizar el aumento del aporte de glucosa en órganos o tejidos concretos. Las siguientes indicaciones están suficientemente documentadas (véase también "advertencias y precauciones especiales de empleo" más adelante):

Diagnóstico:

— Caracterización del nódulo pulmonar solitario

— Detección del tumor de origen desconocido evidenciado, por ejemplo, por adenopatía cervical, metástasis hepáticas u óseas

— Caracterización de una masa pancreática

Estadificación:

— Tumores de cabeza y cuello, incluyendo biopsia guiada asistida

— Cáncer de pulmón primario

— Cáncer de mama localmente avanzado

— Cáncer de esófago

— Carcinoma de páncreas

— Cáncer colorrectal, especialmente en las recurrencias

— Linfoma maligno

— Melanoma maligno, con Breslow > 1,5 mm o metástasis en nódulos linfáticos en el diagnóstico inicial

Monitorización de la respuesta al tratamiento:

— Linfoma maligno

— Tumores de cabeza y cuello

Detección en caso de sospecha razonable de recidiva:

— Gliomas con alto grado de malignidad (III o IV)

— Tumores de cabeza y cuello

— Cáncer de tiroides (no medular): pacientes con incremento de los niveles séricos de tiroglobulina y rastreo corporal con yodo radiactivo negativo

— Cáncer de pulmón primario (véase también "advertencias y precauciones especiales de empleo" más adelante)

— Cáncer de mama

— Carcinoma de páncreas

— Cáncer colorrectal

— Cáncer de ovario

— Linfoma maligno

— Melanoma maligno

Cardiología

El objetivo diagnóstico es el tejido miocárdico viable que capta glucosa pero está hipoperfundido, aunque debe valorarse previamente utilizando técnicas de imagen de flujo sanguíneo apropiadas. Su indicación es la evaluación de la viabilidad miocárdica en pacientes con disfunción grave del ventrículo izquierdo y que son candidatos a revascularización, sólo cuando las técnicas de imagen convencionales no son concluyentes.

Neurología

El objetivo diagnóstico es el hipometabolismo glucídico interictal. Su indicación es la localización de focos epileptógenos en la valoración prequirúrgica de la epilepsia temporal parcial.

3. Posología y forma de administración

3.1. Posología

— *Adultos:* La actividad recomendada es de 100 a 400 MBq (dependiendo del peso corporal del paciente y tipo de cámara utilizada), administrada mediante inyección intravenosa directa.

Tabla 2. Coeficientes para calcular la actividad a administrar en la población pediátrica (menor de 18 años de edad).

3 kg = 0,10	12 kg = 0,32	22 kg = 0,50	32 kg = 0,62	42 kg = 0,78	52-55 kg = 0,90
4 kg = 0,14	14 kg = 0,36	24 kg = 0,56	34 kg = 0,64	44 kg = 0,80	56-58 kg = 0,92
6 kg = 0,19	16 kg = 0,40	26 kg = 0,56	36 kg = 0,66	46 kg = 0,82	60-62 kg = 0,96
8 kg = 0,23	18 kg = 0,44	28 kg = 0,58	38 kg = 0,68	48 kg = 0,85	64-66 kg = 0,98
10 kg = 0,27	20 kg = 0,46	30 kg = 0,60	40 kg = 0,70	50 kg = 0,88	68 kg = 0,99

— *Población pediátrica (menor de 18 años de edad):* Existen pocos datos clínicos sobre la eficacia diagnóstica y la seguridad de estos radiofármacos en pacientes menores de 18 años. Por lo tanto, el uso en pacientes oncológicos pediátricos debe valorarse cuidadosamente. La actividad a administrar en niños y adolescentes es una fracción de la actividad recomendada para los adultos. Esta actividad puede calcularse a partir de la actividad recomendada para los adultos en función de la masa corporal, utilizando los coeficientes que aparecen en la tabla 2.

3.2. Método de administración de estos radiofármacos y exploración PET

Véase además "preparación del paciente" más adelante.

Este medicamento debe ser administrado exclusivamente por personal autorizado (véase "advertencias generales" más adelante).

La actividad de la fludesoxiglucosa (^{18}F) debe medirse con un calibrador inmediatamente antes de la inyección.

La inyección de estos radiofármacos debe ser intravenosa para evitar la irradiación debida a la extravasación local así como los artefactos en la imagen.

Las imágenes de emisión comienzan a obtenerse normalmente 45 a 60 minutos después de la inyección de fludesoxiglucosa (^{18}F). Siempre que exista actividad suficiente para obtener una adecuada tasa de contaje, la PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) puede también realizarse hasta dos o tres horas después de su administración, reduciendo así la actividad de fondo.

En caso necesario se pueden repetir las exploraciones a intervalos cortos de tiempo.

En caso de que para la realización de la exploración PET utilizando un tomógrafo híbrido PET-TAC se considerase necesario administrar contraste para TAC, esta administración debe realizarse ajustándose a su ficha técnica autorizada.

Para instrucciones detalladas sobre la correcta administración/uso de estos radiofármacos, véase "precauciones especiales de conservación, uso, manipulación y eliminación" más adelante.

4. Contraindicaciones

Hipersensibilidad al principio activo o a alguno de los excipientes.

5. Advertencias y precauciones especiales de empleo

5.1. Indicación de la exploración

— *Para todos los pacientes:* la exposición a la radiación ionizante debe estar justificada en función del diagnóstico esperado, obtenido con la mínima dosis posible de radiación recibida por el paciente.

— *En pacientes con disminución de la función renal:* se requiere una indicación muy cuidadosa, ya que en ellos es posible que aumente la exposición a la radiación.

— *En población pediátrica (menor de 18 años de edad):* debe tenerse en cuenta que la dosis efectiva por MBq es mayor que en adultos (véase "Dosimetría" más adelante).

5.2. Preparación del paciente

Estos radiofármacos deben administrarse a los pacientes suficientemente hidratados y que lleven un mínimo de 4 horas de ayuno, para obtener un aumento máximo de la actividad, ya que la captación de glucosa por las células es limitada ("cinética saturable"). No debe limitarse la ingesta de líquido (sólo deben evitarse las bebidas que contienen glucosa).

Para obtener imágenes de mejor calidad y reducir la exposición de la vejiga a la radiación, se debe pedir a los pacientes que ingieran suficiente cantidad de líquido y que vacíen la vejiga antes y después de la exploración PET.

Indicaciones oncológicas y neurológicas

Para evitar la hiperfijación del trazador en los músculos se recomienda que los pacientes eviten cualquier actividad física intensa antes de la exploración y que permanezcan en reposo durante el periodo entre la inyección y la exploración y durante la adquisición de las imágenes (los pacientes deben estar tumbados cómodamente sin leer ni hablar).

El metabolismo cerebral de la glucosa depende de la actividad cerebral. Por lo tanto, las exploraciones neurológicas deben realizarse tras un periodo de relajación en una habitación oscura y con bajo nivel de ruido.

Se debe determinar el nivel sérico de glucosa antes de la administración, ya que la hiperglucemia puede disminuir la sensibilidad de estos radiofármacos, especialmente cuando la glucemia es mayor de 8 mmol/l. Por la misma razón, debe evitarse la realización de una exploración PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) en pacientes con diabetes no controlada.

Indicación cardiológica

Dado que la captación de glucosa en el miocardio es insulino-dependiente, se recomienda administrar 50 g de glucosa aproximadamente una hora antes de la administración de estos radiofármacos. Como alternativa, especialmente en pacientes con diabetes mellitus, puede ajustarse el nivel sérico de glucosa mediante una infusión combinada de insulina y glucosa (Insulina-Glucosa-Clamp) si fuese necesario.

5.3. Interpretación de las imágenes PET con fludesoxiglucosa (^{18}F)

Las enfermedades infecciosas y/o inflamatorias así como los procesos regenerativos postquirúrgicos pueden originar una captación significativa de fludesoxiglucosa (^{18}F) y, por lo tanto, pueden causar resultados falsos positivos.

Los resultados falsos positivos o falsos negativos de la PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) no pueden excluirse en los primeros 2-4 meses después de radioterapia. Si la indicación clínica requiere obtener un diagnóstico más precoz mediante PET con fludesoxiglucosa

Tabla 3. Dosimetría de la radiación recibida por los distintos órganos del paciente tras la administración de un radiofármaco compuesto de fludesoxiglucosa (^{18}F).

Órgano	Dosis absorbida por unidad de actividad administrada (mGy/MBq)				
	Adulto	15 años	10 años	5 años	1 año
Glándulas adrenales	0,012	0,015	0,024	0,038	0,072
Vejiga	0,16	0,21	0,28	0,32	0,59
Superficies óseas	0,011	0,014	0,022	0,035	0,066
Cerebro	0,028	0,028	0,03	0,034	0,048
Mamas	0,0086	0,011	0,018	0,029	0,056
Vesícula biliar	0,012	0,015	0,023	0,035	0,066
Tracto gastrointestinal					
Estómago	0,011	0,014	0,022	0,036	0,068
Intestino delgado	0,013	0,017	0,027	0,041	0,077
Colon	0,013	0,017	0,027	0,04	0,074
(Intestino grueso ascendente	0,012	0,016	0,025	0,039	0,072)
(Intestino grueso descendente	0,015	0,019	0,029	0,042	0,076)
Corazón	0,062	0,081	0,12	0,2	0,35
Riñones	0,021	0,025	0,036	0,054	0,096
Hígado	0,011	0,014	0,022	0,037	0,07
Pulmones	0.01	0.014	0,021	0.034	0,065
Músculos	0,011	0,014	0,021	0,034	0,065
Esófago	0,011	0,015	0,022	0,035	0,068
Ovarios	0,015	0,02	0,03	0,044	0,082
Páncreas	0,012	0,016	0,025	0,04	0,076
Médula ósea roja	0,011	0,014	0,022	0,032	0,061
Piel	0,008	0,01	0,016	0,027	0,052
Bazo	0,011	0,014	0,022	0,036	0,069
Testículos	0,012	0,016	0,026	0,038	0,073
Timo	0,011	0,015	0,022	0,035	0,068
Tiroides	0,01	0,013	0,021	0,035	0,068
Útero	0,021	0,026	0,039	0,055	0,1
Resto del organismo	0,011	0,014	0,022	0,034	0,063
Dosis efectiva (mSv/MBq)	0,019	0,025	0,036	0,05	0,085

Fuente: publicación nº 80 de la ICRP

(^{18}F), debe documentarse de forma razonada el motivo para realizar la exploración PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) más precozmente.

Es óptimo esperar al menos 4-6 semanas después del último ciclo de quimioterapia, especialmente para evitar resultados falsos negativos. Si la indicación clínica requiere obtener un diagnóstico más precoz mediante PET con fludesoxiglucosa (^{18}F), debe documentarse de forma razonada el motivo para realizar la exploración PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) más precozmente. Si el régimen de quimioterapia consiste en ciclos más cortos de 4 semanas, la exploración PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) debe realizarse antes de empezar un nuevo ciclo.

En linfomas de bajo grado y en casos de sospecha de recurrencia de cáncer de ovario recurrente, sólo debe tenerse en cuenta el valor predictivo positivo porque la sensibilidad de la PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) es limitada.

La fludesoxiglucosa (^{18}F) no es eficaz en la detección de metástasis cerebrales.

Se recomienda que las imágenes de PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) se interpreten en relación con otras modalidades de imagen anatómica obtenidas por tomografía (por ejemplo tomografía axial computarizada, ultrasonidos, resonancia magnética, etc). La combinación de las imágenes funcionales de PET con fludesoxiglucosa (^{18}F) e imágenes morfológicas, por ejemplo PET-TAC, puede incrementar la especificidad y la sensibilidad, y se recomienda en tumores de páncreas, cabeza y cuello, linfoma, melanoma, cáncer de pulmón y cáncer colorrectal recurrente.

Cuando se utiliza un tomógrafo híbrido PET-TAC pueden presentarse diversos artefactos en la imagen PET, por lo que se aconseja que las imágenes PET y TAC se examinen conjuntamente y por separado [11]. Estos artefactos son los siguientes:

– En las estructuras con radiodensidad significativamente superior al rango normal de los tejidos (p. ej. implantes, prótesis metálicas, etc.) se puede producir una excesiva corrección de la atenuación a partir de los datos de TAC, lo que ocasiona áreas hipercaptantes en las imágenes finales de PET.

– Los contrastes iodados para realizar la exploración TAC administrados por vía intravenosa se eliminan por vía urinaria acumulándose en el sistema excretor renal, uréteres y vejiga, y pueden ocasionar artefactos en los vasos venosos y una leve alteración en el grado de captación de la fludesoxiglucosa (^{18}F).

– Los contrastes orales para realizar la exploración TAC se excretan por vía intestinal y, si se administran varias horas antes de realizar la exploración PET-TAC, ocasionan falsos resultados positivos en el corregistro con las áreas de gran concentración del contraste TAC, tanto en dichas áreas como en otras zonas dentro del mismo corte.

– La falta de alineación entre las imágenes PET y TAC (producida por el movimiento del paciente, la diferencia en el tiempo de cada

exploración y la diferente resolución espacial) puede ocasionar áreas de aumento o disminución de la captación de fludesoxiglucosa (^{18}F).

— El movimiento de los órganos internos y del diafragma durante la respiración puede ocasionar pequeños errores en la localización y determinación del tamaño de lesiones hepáticas y/o esplénicas en las imágenes PET.

Cuando se utiliza una gammacámara de coincidencia, la sensibilidad disminuye en comparación con una cámara PET dedicada, especialmente en lesiones menores de 1 cm.

5.4. Advertencias generales

Se recomienda evitar cualquier contacto directo entre el paciente y los niños pequeños durante las 12 horas siguientes a la inyección.

Los radiofármacos deben ser recibidos, utilizados y administrados exclusivamente por personal cualificado, que esté debidamente autorizado para el uso y manipulación de radionucleidos, en centros asistenciales autorizados. Su recepción, almacenamiento, uso, transporte y eliminación están sujetos a las normas y/o licencias correspondientes de los organismos oficiales competentes.

Los radiofármacos destinados a la administración a pacientes deben ser preparados por el usuario de manera que cumplan tanto los requisitos de seguridad radiológica como de calidad farmacéutica. Se deben tomar las precauciones asépticas apropiadas de acuerdo con las Normas de Correcta Fabricación y Uso de Radiofármacos.

Estos radiofármacos deben almacenarse y manejarse en un blindaje adecuado para proteger a los pacientes y a los trabajadores expuestos en la mayor medida posible. Se recomienda concretamente protegerse uno mismo de los efectos de la radiación beta+ y los fotones de aniquilación, utilizando un blindaje apropiado cuando se realicen las extracciones del vial y la inyección.

6. Interacción con otros medicamentos y otras formas de interacción

Todos los medicamentos que modifiquen las concentraciones séricas de glucosa pueden afectar a la sensibilidad de la exploración (p. ej., corticosteroides, valproato, carbamacepina, fenitoína, fenobarbital y catecolaminas).

La administración de factores estimulantes de colonias produce un incremento de la captación de fludesoxiglucosa (^{18}F) en la médula ósea y el bazo durante varios días. Esto debe tenerse en cuenta cuando se interpreten las imágenes de PET. Esta interferencia puede disminuirse separando la terapia con factores estimulantes de colonias al menos 5 días de la exploración PET.

La administración de glucosa e insulina influye en el flujo de fludesoxiglucosa (^{18}F) hacia el interior de las células. Si los niveles séricos de glucosa son elevados y si los niveles plasmáticos de insulina son bajos, el flujo de fludesoxiglucosa (^{18}F) hacia el interior de los órganos y tumores se reduce (véase además "Preparación del paciente").

No se han realizado estudios formales de interacción entre la fludesoxiglucosa (^{18}F) y cualquier medio de contraste utilizado para TAC.

7. Embarazo y lactancia

Mujeres en edad fértil

Cuando sea necesario administrar radiofármacos a mujeres en edad fértil, deben buscarse siempre indicios sobre un posible embarazo. Toda mujer que presente un retraso en la menstruación debe considerarse que está embarazada mientras no se demuestre lo contrario. En caso de duda, es fundamental que la exposición a la radiación sea la mínima necesaria para obtener la información clínica deseada. Debe considerarse la posibilidad de realizar técnicas alternativas que no impliquen el uso de radiaciones ionizantes.

Mujeres embarazadas

No existen datos clínicos sobre el uso de fludesoxiglucosa (^{18}F) en mujeres embarazadas.

Los procedimientos con radionucleidos llevados a cabo en mujeres embarazadas suponen además dosis de radiación para el feto. La administración de una actividad de 400 MBq de los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) supone una dosis absorbida por el útero de 8,4 mGy. En este rango de dosis no se esperan efectos letales ni la inducción de malformaciones, retrasos del crecimiento o desórdenes funcionales; sin embargo, puede aumentar el riesgo de inducción de cáncer y de defectos hereditarios.

Estos radiofármacos no deben administrarse durante el embarazo a menos que sea estrictamente necesario o cuando el beneficio para la madre supere el riesgo del feto.

Lactancia

La fludesoxiglucosa (^{18}F) se excreta en la leche materna. Antes de administrar fludesoxiglucosa (^{18}F) a una madre que está amamantando a su hijo, debe considerarse la posibilidad de retrasar razonablemente la exploración hasta que la madre haya terminado el periodo de lactancia. Si la administración durante la lactancia es inevitable, la lactancia debe suspenderse durante al menos 12 horas tras la administración de fludesoxiglucosa (^{18}F) y desecharse la leche extraída durante ese periodo. Debe considerarse la posibilidad de extraer leche antes de la administración de fludesoxiglucosa (^{18}F) y almacenarla para su uso posterior. Además, se recomienda evitar un contacto directo entre la madre y el niño durante las primeras 12 horas después de la inyección por razones de protección radiológica.

8. Efectos sobre la capacidad para conducir y utilizar máquinas

No se han realizado estudios sobre la capacidad para conducir y utilizar máquinas.

9. Reacciones adversas

No se han observado reacciones adversas tras la administración de fludesoxiglucosa (^{18}F) hasta la fecha.

Dado que la cantidad de principio activo administrado es muy baja, el mayor riesgo se produce por la radiación. La exposición a la radiación ionizante está vinculada a la inducción de cáncer y a la posibilidad de desarrollar defectos hereditarios. La mayoría de las exploraciones de Medicina Nuclear proporcionan niveles de radiación (dosis efectiva) inferiores a 20 mSv. La probabilidad de que se produzcan estas reacciones es baja. Después de la administración de la máxima actividad recomendada de este medicamento compuesto de fludesoxiglucosa (^{18}F), la dosis efectiva es de aproximadamente 7,6 mSv.

— *Para todos los pacientes:* la exposición a la radiación ionizante debe estar justificada en función del diagnóstico esperado, obtenido con la mínima dosis posible de radiación recibida por el paciente.

— *En pacientes con disminución de la función renal:* se requiere una indicación muy cuidadosa, ya que en ellos es posible que aumente la exposición a la radiación.

— *En población pediátrica (menor de 18 años de edad):* debe tenerse en cuenta que la dosis efectiva por MBq es mayor que en adultos (véase "Dosimetría" más adelante).

10. Sobredosis

Es poco probable que ocurra una sobredosis en sentido farmacológico con las dosis utilizadas para objetivos diagnósticos.

En el caso de administración accidental de una sobredosis de fludesoxiglucosa (^{18}F), la dosis de radiación recibida por el paciente debe reducirse aumentando la eliminación corporal del radionucleido, en la medida de lo posible, mediante diuresis forzada y vaciamiento frecuente de la vejiga.

11. Propiedades farmacológicas

11.1. Propiedades farmacodinámicas

A las concentraciones químicas utilizadas para las exploraciones diagnósticas no parece que la fludesoxiglucosa (^{18}F) tenga actividad farmacodinámica.

"Los radiofármacos compuestos de fludesoxiglucosa (^{18}F) autorizados para comercialización en España son medicamentos únicamente autorizados para uso diagnóstico en la obtención de imágenes mediante tomografía por emisión de positrones (PET) en las indicaciones oncológicas, cardiológica y neurológica que se especifican en su ficha técnica."

11.2. Propiedades farmacocinéticas

La fludesoxiglucosa (^{18}F) es un análogo de la glucosa que se acumula en todas las células que utilizan glucosa como fuente primaria de energía. La fludesoxiglucosa (^{18}F) se acumula en tumores que tienen un alto nivel de intercambio de glucosa.

Después de la inyección intravenosa, el perfil farmacocinético de la fludesoxiglucosa (^{18}F) en el compartimiento vascular es biexponencial. Tiene una semivida de distribución de 1 minuto y una semivida de eliminación de aproximadamente 12 minutos.

La captación celular de la fludesoxiglucosa (^{18}F) se realiza por un sistema transportador tisular específico, que es en parte insulinodependiente y, por lo tanto, puede estar influenciado por las condiciones alimenticias, nutricionales y la existencia de diabetes mellitus. En pacientes con diabetes mellitus se reduce la captación de fludesoxiglucosa (^{18}F) en las células debido a una modificación de la distribución tisular y del metabolismo de la glucosa.

La fludesoxiglucosa (^{18}F) es transportada, vía membrana celular, de forma similar a la glucosa, pero solo experimenta el primer paso de la glicólisis formándose fludesoxiglucosa (^{18}F)-6-fosfato, que se mantiene atrapada dentro de las células tumorales y no se metaboliza posteriormente. Ya que la desfosforilación posterior por parte de las fosfatasas intracelulares es lenta, la fludesoxiglucosa (^{18}F)-6-fosfato se retiene en el tejido varias horas (mecanismo de atrapamiento).

En sujetos sanos, la fludesoxiglucosa (^{18}F) se distribuye ampliamente por todo el organismo, especialmente en el cerebro y el corazón, y en menor medida en los pulmones y el hígado.

La eliminación de la fludesoxiglucosa (^{18}F) es principalmente renal, con excreción del 20 % de la actividad en orina 2 horas después de la inyección.

La unión al parénquima renal es débil pero, debido a la eliminación renal de la fludesoxiglucosa (^{18}F), la totalidad del aparato urinario, especialmente la vejiga, muestra una actividad notoria.

La fludesoxiglucosa (^{18}F) atraviesa la barrera hematoencefálica. Aproximadamente el 7% de la dosis inyectada se acumula en el cerebro durante 80-100 minutos después de la inyección. Los focos epileptógenos muestran un metabolismo reducido de la glucosa en la fase interictal.

Aproximadamente el 3% de la actividad inyectada es captada por el miocardio durante los primeros 40 minutos. La distribución de la fludesoxiglucosa (^{18}F) en el corazón normal es principalmente homogénea; sin embargo, se han descrito diferencias regionales de hasta el

15% en el septum interventricular. Durante y después de una situación de isquemia miocárdica reversible, se produce un incremento de la captación de glucosa en las células miocárdicas.

El 0,3 y 0,9-2,4% de la actividad inyectada se acumula en el páncreas y el pulmón.

La fludesoxiglucosa (^{18}F) se une también en menor medida a los músculos oculares, la faringe y el intestino. Puede observarse fijación al músculo si se ha realizado ejercicio reciente y si se realizan esfuerzos musculares durante la exploración.

11.3. Datos preclínicos sobre seguridad

En estudios preclínicos de toxicidad aguda en perros utilizando una dosis 50 veces superior a la dosis en humanos, y en ratones con una dosis 1.000 veces superior a la de humanos, no se observaron signos de toxicidad.

No se han realizado estudios de toxicidad crónica, potencial mutagénico o estudios de toxicidad para la reproducción y potencial carcinogénico debido al uso clínico autorizado de la sustancia (normalmente una administración única intravenosa del medicamento en un rango de nanogramos o microgramos).

12. Precauciones especiales de conservación, uso, manipulación y eliminación

Todos los radiofármacos de la tabla 1 comparten las siguientes especificaciones:

a) Deben almacenarse conforme a la normativa nacional sobre materiales radiactivos, y en su envase original.

b) Previamente a su uso, debe verificarse el acondicionamiento y medir la actividad utilizando un calibrador. La solución debe inspeccionarse visualmente antes de su uso, y sólo debe utilizarse si es una solución límpida y libre de partículas visibles.

c) Las extracciones deben realizarse en condiciones asépticas. El envase no debe abrirse. Tras desinfectarse el tapón, la solución debe extraerse a través del tapón utilizando una jeringa de un solo uso con blindaje protector adecuado y agujas estériles de un solo uso.

d) Estos medicamentos no deben mezclarse con otros, excepto con una solución inyectable de cloruro de sodio 9 mg/ml (0,9%) para su dilución.

e) La administración de radiofármacos supone un riesgo para otras personas por la radiación externa o la contaminación por derrames de orina, vómitos, etc. Por lo tanto, deben adoptarse las medidas de protección radiológica conforme a la legislación nacional.

f) Tanto los residuos radiactivos como los productos no utilizados o los envases deben eliminarse conforme a la normativa nacional e internacional vigente.

El periodo de validez y las precauciones especiales de conservación son específicas para cada producto (véase la tabla 1).

13. Dosimetría de la radiación

La dosis de radiación absorbida por un paciente tras la administración de un radiofármaco compuesto de fludesoxiglucosa (^{18}F) está recogida en la publicación nº 80 de la *International Commission on Radiological Protection Radiation (ICRP)* [12] y se presenta en la tabla 3.

La dosis efectiva resultante de la administración de una actividad de 400 MBq de un radiofármaco compuesto de fludesoxiglucosa (^{18}F) es de aproximadamente 7,6 mSv (para una persona de 70 kg de peso). Para esta actividad de 400 MBq, la dosis de radiación absorbida por los órganos críticos como lo son vejiga, corazón y el cerebro es respectivamente de 64 mGy, 25 mGy y 11 mGy.

Referencias

[1]. *Ficha Técnica de FLUOTRACER 1110 MBq/ml solución inyectable* (versión de septiembre de 2006).

[2]. *Ficha Técnica de FLUCIS solución inyectable* (versión de julio de 2006).

[3]. *Ficha Técnica de FLUORSCAN 1700 MBq/ml solución inyectable* (versión de septiembre de 2006).

[4]. *Ficha Técnica de FLUODOS 1110 MBq/ml solución inyectable* (versión de septiembre de 2006).

[5]. *Ficha Técnica de FARNA-FDG 1700 MBq/ml solución inyectable* (versión de septiembre de 2006).

[6]. *Ficha Técnica de FDG Scan (^{18}F), 260 MBq/ml, solución inyectable* (versión de mayo de 2005 pendiente de revisión).

[7]. *Ficha Técnica de STERIPET 250 MBq/ml solución inyectable* (versión de mayo de 2005 en proceso de revisión).

[8]. *Ficha Técnica de FDGCADPET 1194 MBq/ml solución inyectable* (versión de marzo de 2006).

[9]. *Ficha Técnica de BARNASCAN 3000 MBq/ml solución inyectable* (versión de junio de 2006).

[10]. *Core SPC for Fludeoxyglucose (18F) [en línea]. Mutual Recognition Facilitation Group.* Disponible en: <http://medagencies.org/mrfg/docs/harmon/core_spc_FDG.pdf> [Consulta 13 de septiembre de 2006].

[11]. *Agencia de Evaluación de Tecnologías Sanitarias (AETS).* Instituto de Salud Carlos III- Ministerio de Sanidad y Consumo. Rodríguez Garrido M, Asensio del Barrio C. *"PET-TAC: Indicaciones, revisión sistemática y meta-análisis"*. Madrid: AETS, Instituto de Salud Carlos III, junio de 2004.

[12]. *International Commission on Radiological Protection. Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals.* ICRP Publication 80. Annals of the ICRP. Vol. 28. Nº 3. (1999).

Revisión de las principales actuaciones del CSN en los últimos cinco años

Próxima a finalizar una nueva etapa del Consejo de Seguridad Nuclear, es momento de hacer un brevísimo balance de las principales actividades realizadas durante estos últimos cinco años. Durante este periodo, en el que el CSN ha celebrado el 25º Aniversario de su creación, se ha iniciado un proceso de modernización y de adaptación a la demanda social a cuyo servicio está el organismo, siguiendo con el proceso de mejora continua que durante toda su historia llevaron a cabo con gran esfuerzo y dedicación los anteriores equipos de dirección.

Planificación

Tomando como premisa que la labor del CSN está enfocada a la supervisión y garantía para que las instalaciones nucleares y radiactivas se construyan, operen y mantengan de forma segura, durante esta etapa se ha promovido una mejora de la eficacia y eficiencia del proceso regulador a fin de lograr que los titulares operen las instalaciones nucleares y radiactivas de forma segura.

En este sentido, durante esta etapa se han definido la misión y la visión del organismo, que va más allá de las funciones establecidas por la Ley y gracias a las cuales se han marcado unas líneas estratégicas de actuación plasmadas en el actual Plan Estratégico 2005-2010.

Para llegar a este avance en la gestión reguladora, fueron necesarias actuaciones previas consistentes en la realización de una reingeniería de procesos, la definición del mapa de procesos del CSN y la elaboración de un plan de mejora de las debilidades identificadas.

El grado de cumplimiento y consolidación de las mejoras en la gestión se está viendo reflejado en el cuadro de mando que recoge los indicadores de funcionamiento más relevantes.

Han sido múltiples las actuaciones realizadas para la mejora del proceso regulador tanto a nivel nacional —sistematización de bases de licencia y normativa aplicable a cada instalación, programas de acciones correctoras, mejora de la supervisión de centrales, etc.— como a nivel internacional.

En este último ámbito, se ha solicitado al Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) que lleve a cabo una comparación de las prácticas reguladoras de nuestro país con los estándares y buenas prácticas internacionales, a través de una misión IRRS (*Integrated Regulatory Review Service*), que tendrá lugar a finales de 2007 y para la cual el CSN se está preparando.

Todas estas actividades mencionadas se están llevando a cabo con el compromiso de toda la organización, que camina hacia un modelo de gestión por competencias.

Seguridad nuclear

La evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales ha sufrido un importante avance hacia la regulación informada por el riesgo. El antiguo programa de evaluación ESFUC ha sido sustituido, siguiendo los criterios utilizados por la NRC de los Estados Unidos, por Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). Este programa, estructurado en áreas estratégicas y pilares de seguridad ligados a éstas, recoge los aspectos esenciales de seguridad de explotación de las instalaciones y ha permitido la implantación de inspecciones multidisciplinares y en un futuro próximo, una mejor información pública de los resultados obtenidos.

Se han realizado importantes avances en los programas de mejora de la seguridad relacionados con: la revisión periódica de la seguridad; la identificación y resolución de problemas —Programa de acciones

correctivas—; los factores humanos y organizativos en las instalaciones nucleares; la gestión de accidentes severos y la formación y entrenamiento del personal de operación.

En el ámbito internacional merecen ser resaltados los trabajos de armonización de los niveles de seguridad de los reactores europeos, en colaboración con los trabajos llevados a cabo por WENRA (Asociación Europea de Reguladores Nucleares), respecto a la disponibilidad de normativa en materia de seguridad nuclear y protección radiológica en el ámbito europeo, así como en la implantación de los mismos en plantas españolas.

En este periodo se han concluido las actividades de desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, la planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio y se clausuraron los reactores Argos de la Universidad Politécnica de Cataluña y Arbi de los Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales J.L. Torrontegui e Ibarra de Bilbao y se ha iniciado la clausura de la central nuclear José Cabrera.

Protección radiológica

El control de las instalaciones radiactivas ha ganado en importancia a lo largo de los años. El desarrollo de nuevas tecnologías, el aumento del número de instalaciones –más de 1.300 instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales y más de 25.000 instalaciones de radiodiagnóstico– y por consiguiente el de solicitudes de nuevas autorizaciones, está requiriendo una dedicación de esfuerzos importante por parte de las áreas técnicas involucradas, para atender en tiempo y forma estas demandas.

Han sido actividades destacables en este período:

— El plan de actuación para reducción de dosis del personal de operación de instalaciones de gammagrafía industrial móvil; el seguimiento y control de equipos y materiales fuera de uso, para la correcta gestión de su retirada.

— El programa de inspección de instalaciones de rayos X con el objetivo de realizar controles cruzados entre estas instalaciones y las unidades técnicas de protección radiológica (UTPR).

— El programa para la mejora de la calidad de las actuaciones de las UTPR.

Además, se ha potenciado la instalación de Servicios de Protección Radiológica (SPR) en centros

sanitarios públicos y privados para el asesoramiento específico en protección radiológica a los titulares de las instalaciones.

Se ha consolidado y aumentado la encomienda de funciones del CSN a las Comunidades Autónomas, con el establecimiento de nuevos acuerdos de encomienda y la ampliación del alcance de los ya existentes. Además se han implantado mecanismos de coordinación y control de actuaciones encomendadas.

El cumplimiento del Título VII del *Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes*, en lo que a radiación natural se refiere, ha requerido la puesta en marcha de un plan de actuación de protección frente a fuentes terrestres de radiación, que ha llevado asociado un gran esfuerzo de coordinación con las Administraciones autonómicas y los titulares de industrias con fuentes naturales de radiación.

Protección de trabajadores, público y medio ambiente

Tanto las dosis de trabajadores como los vertidos radiactivos de las instalaciones se han mantenido dentro de los valores habituales y dentro de los límites legales establecidos. Los sistemas de control y medición han funcionado correctamente

El CSN firmó un convenio con el Instituto de Salud Carlos III para la realización de un estudio epidemiológico, petición del Congreso de los Diputados, como mecanismo para informar al público sobre el posible efecto de la exposición a las radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares sobre la salud de la población que reside en su proximidad.

Residuos

El panorama nacional planteado en el 5º Plan General de Residuos Radiactivos para la gestión a medio/largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad, la saturación de la piscina de almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear de Trillo y el cese de operación de la central José Cabrera, abrieron un nuevo ámbito de trabajo del CSN en evaluación para aprobación de sendos sistemas de almacenamiento temporal individualizado (ATI) y la evaluación del estudio de seguridad del diseño genérico de un almacén temporal centralizado (ATC).

También han sido intensos los trabajos de determinación de las condiciones de seguridad y protección radiológica que deben aplicarse a los residuos de muy baja actividad —carbón activo, resinas de intercambio iónico, aceites usados, chatarras, etc.— para su desclasificación y gestión por vía convencional o controlada adecuada a su riesgo radiológico, al objeto de no comprometer innecesariamente los limitados recursos de almacenamiento disponibles para residuos de media y baja actividad.

Transporte

Los incidentes en el transporte de material radiactivo que se han originado en estos últimos años, han puesto de manifiesto una serie de lecciones aprendidas que han dado

lugar a la puesta en vigor de mejoras en las actuaciones de emergencias del CSN y de los expedidores y transportistas de este tipo de material radiactivo, especialmente en las operaciones de carga, descarga y manipulación en aeropuertos.

Actividades en instalaciones no reguladas

La implantación y acogida del Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos ha tenido un gran éxito en estos años. son numerosas las empresas que de forma voluntaria lo están aplicando –han superado las 100– con un número que también supera la centena de notificaciones anuales al CSN. Aún así, siguen produciéndose incidentes relacionados fundamentalmente con la fusión de fuentes de cesio-137 en plantas de producción de acero, sin consecuencias para la seguridad, pero que generan un trabajo asociado al seguimiento y control de la limpieza y recuperación de las instalaciones.

Actuación en emergencias

En estos últimos cinco años, las centrales nucleares españolas han operado con seguridad, como evidenciaron los resultados obtenidos a través de las actividades de supervisión y control del CSN y confirmaron los indicadores utilizados para valorar el funcionamiento de las mismas.

El suceso de mayor relevancia en esta etapa, desde el punto de vista de reducción de los márgenes de seguridad, fue el relativo a la detección de corrosión generalizada en el sistema de agua de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II, que fue clasificado con un nivel 2 en la escala INES.

Otros sucesos que supusieron la activación de la organización de respuesta a emergencias, ninguno de los cuales superó el nivel 1 de la escala INES, ni tuvo impacto radiológico, fueron los siguientes:

— Pérdida de energía exterior durante 40 minutos en la central nuclear Santa María de Garoña, que estaba en situación de recarga de combustible (2001).

— Atentados del 11 de septiembre en Estados Unidos (2001).

— Intrusión de un grupo ecologista en la central nuclear José Cabrera (2002).

— Localización de un contenedor a la deriva con material químico, supuestamente radiactivo, en la costa asturiana (2002).

— Declaración de incendio en una factoría de plásticos en Valencia, que produjo la pérdida de hermeticidad y destrucción de una fuente de kripton-85 (2003).

"Todas las actividades que realiza el CSN se están llevando a cabo con el compromiso de toda la organización, que camina hacia un modelo de gestión por competencias."

— Aviso de bomba en las inmediaciones de la central nuclear José Cabrera (2003).

— Parada automática del reactor Asco II, por disparo de turbina tras actuar los sistemas de protección por perturbación en la red eléctrica exterior (2004).

— Incendio en las proximidades de la central nuclear Vandellós II (2006).

La aprobación de un nuevo Plan de Emergencia Nuclear (Plaben) y su desarrollo a través de programas de información previa a la población, formación y capacitación de actuantes, ejercicios nacionales e internacionales y simulacros de planes de emergencia exterior, han supuesto actividades para el CSN en tres direcciones: de coordinación con la Dirección General de Protección Civil y Emergencias; de coordinación con las comunidades autónomas y las internas de desarrollo, mantenimiento y mejora de las capacidades de respuesta propias del CSN.

En este último ámbito cabe mencionar la puesta en marcha de la nueva Organización de Respuesta a Emergencias (ORE) y la renovación de la sala de emergencias (Salem) que ha supuesto una innovación completa en sus aspectos arquitectónicos, funcionales y operativos.

También se ha producido una importante mejora del protocolo de actuación en sucesos en instalaciones radiactivas y el transporte.

Protección física

Los sucesos ocurridos el 11 de septiembre de 2001 en Estados Unidos cambiaron radicalmente el panorama internacional en materia de seguridad física en materiales e instalaciones nucleares. Desde entonces el CSN, siguiendo las recomendaciones establecidas por organismos e instituciones y por homólogos reguladores, inició la implantación del modelo integrado de seguridad física de las centrales nucleares españolas, fundamentado en tres pilares básicos: sistema de protección física de las instalaciones, apoyo de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado en caso de contingencia, de acuerdo con los planes externos de actuación específicos, y plan de información preventiva para la determinación de amenazas.

Este programa tiene un control y seguimiento continuo por parte del CSN a través del programa de inspecciones de seguridad física, lo que ha requerido un intenso proceso de formación de los técnicos que llevan a cabo estas tareas.

Marco legal y normativo

La capacidad de desarrollo normativo del CSN se ha visto aumentada con la modificación del artículo 2 a) de la *Ley 15/1980, de Creación del CSN*, para introducir el carácter vinculante de las instrucciones que dicte el organismo sobre materias de su competencia y con respecto a los sujetos que intervengan. Hasta el momento han sido nueve las instrucciones emitidas.

Han sido aprobadas y publicadas numerosas Guías que recogen

recomendaciones y criterios técnicos que orienten y faciliten a los usuarios la aplicación de la reglamentación vigente.

La colaboración en el desarrollo de normativa nacional se plasma en los trabajos de desarrollo de la pirámide normativa para identificar carencias y preparar textos, siguiendo la evolución de los sistemas reguladores de los países de nuestro entorno y adoptando e incorporando a la situación española la normativa internacional.

El fin de esta etapa está marcado por la propuesta de revisión de la *Ley 15/1980 de creación del CSN*, en estos momentos en trámite parlamentario.

Relaciones Institucionales/ Internacionales

En el ámbito nacional, se han potenciado las relaciones con las Cortes Generales con las numerosas comparecencias de la presidenta y del cuerpo técnico en Congreso y Senado y acercamiento de las actividades del CSN a las respectivas comisiones de Industria, Turismo y Comercio (o Economía en su momento).

Se han firmado convenios o establecido colaboraciones con todos los ministerios con competencias en cuestiones asociadas a la seguridad nuclear y la protección radiológica, siendo especialmente destacables los de Industria, Turismo y Comercio; Interior; Defensa; Sanidad y Consumo y Educación, Cultura y Deporte.

En las relaciones con las comunidades autónomas ha sido de especial interés el fomento de encomiendas de funciones. En esta etapa se ha firmado un nuevo acuerdo con el Principado de Asturias, entró en vigor el de Canarias y está pendiente de firma el de Murcia. Con ello son ocho los acuerdos de encomienda firmados.

La aproximación a las administraciones locales se ha realizado a través de la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), con los que a través de convenio, se han puesto en marcha los comités locales de información, se ha trabajado en transmisión de información al público y el proyecto Cowam España para el establecimiento de metodologías para el desarrollo de procesos de toma de decisión en la búsqueda de emplazamientos para instalaciones susceptibles de provocar conflicto social.

"En el ámbito nacional, se han potenciado las relaciones con las Cortes Generales, los ministerios con competencias en seguridad nuclear y protección radiológica, las Comunidades Autónomas y las administraciones locales.
En el marco internacional se ha trabajado multilateralmente con organismos e instituciones internacionales y de forma bilateral con instituciones homólogas"

En el ámbito internacional, en este periodo se ha trabajado tanto en el plano multilateral a través de organismos, instituciones y foros internacionales —OIEA, INRA, WENRA, NEA/OCDE, FORO—, como en el bilateral con instituciones homólogas.

En 2004 España presidió la Junta de Gobernadores del OIEA, actividad a la que el CSN apoyó técnicamente. Además en esta etapa se presentaron los informes españoles correspondientes a las convenciones firmadas por España y se participó en los grupos de trabajo en los que el CSN tiene representación.

Especial mención merece el impulso dado al Foro de Reguladores Iberoamericano (FORO) que a lo largo de estos años se ha consolidado y ha conseguido el reconocimiento internacional como tal, con el desarrollo de proyectos concretos y la implantación de la red iberoamericana de gestión y transferencia de conocimiento en seguridad nuclear, radiológica y residuos.

En el ámbito europeo, la Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (WENRA) está inmersa en los trabajos de armonización que nos permiten evaluar y conocer el nivel de seguridad de las instalaciones nucleares españolas con respecto al resto de países europeos.

Las actividades bilaterales han estado orientadas a los países origen de la tecnología nuclear y elevado desarrollo tecnológico —Estados Unidos, Alemania, Francia, Finlandia, Suecia o Reino Unido— aquellos que requieren de nuestra colaboración —Ucrania, Cuba, México o Argentina— y aquellos con los que se pretende mejorar las relaciones —Rusia o Corea—.

Comunicación

En estos años, el CSN ha caminado hacia la accesibilidad y transparencia en la comunicación, utilizando para ello, como una herramienta básica de difusión de la información, la página web institucional.

La nueva página, ha ido incorporando progresivamente los sucesos notificados por los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas, los informes técnicos de relevancia, las actas de reuniones del Consejo, y en un futuro próximo las actas de inspección. Se han establecido criterios claros, conocidos y aceptados sobre divulgación de información y se ha mantenido un estrecho contacto con todas las partes interesadas —administraciones, organismos, asociaciones, instituciones, titulares, medios de comunicación y público en general— utilizando las diversas herramientas disponibles.

Especial mención merecen las actuaciones realizadas con grupos de trabajo de comunicación en el marco del CEIDEN (Comité

Estratégico de I+D sobre Energía Nuclear —primero de éstas características a nivel nacional—), en el que hay representación del Foro Nuclear, Enresa, Ciemat y Enusa, o el proyecto de información a la población sobre el uso de las radiaciones ionizantes con finalidad terapéutica en colaboración con la Asociación Española de Radioterapia y Oncología (AERO).

Internamente se ha mejorado en la participación de comunicación dentro del grupo de información y comunicación en emergencias de la ORE y se han llevado a cabo cursos de formación de portavoces en el que participan los directivos que con más frecuencia pueden ser requeridos para informar a los medios de comunicación.

Se ha potenciado las visitas institucionales y de colectivos y asociaciones de interés al centro de información y se ha mantenido un plan de publicaciones completo y variado.

Formación

El CSN sigue garantizando que el personal de las instalaciones tenga una preparación suficiente, a través de la concesión de licencias de operación de instalaciones nucleares y radiactivas y diplomas para coordinar los servicios de protección radiológica.

El plan de formación interna está basado en la potenciación de idiomas, además de las líneas de técnica en seguridad nuclear, técnica en protección radiológica; desarrollo de habilidades directivas; organización y comunicación; normativa, administración y gestión y sistemas de información. En estos últimos cinco años, el presupuesto destinado a formación se ha duplicado.

También se han dedicado importantes esfuerzos para la mejora de la cualificación técnica de generaciones venideras, con la subvención de cátedras con universidades públicas en Madrid y Barcelona y el fomento y apoyo a organismos e instituciones para el desarrollo de cursos, seminarios y congresos sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

Gestión económica y financiera

El CSN ha experimentado un rápido crecimiento y desarrollo organizativo, lo que ha supuesto que los gastos de personal sean cuantitativamente los más importantes.

"Se abre una etapa marcada, entre otras cosas, por la creciente demanda social de información y la redefinición de la seguridad en el contexto internacional."

Otras áreas de especial interés que han visto notablemente incrementados sus recursos han sido la ayuda a la I+D y la cooperación internacional, especialmente con países del Este de Europa e Iberoamérica.

Si bien en los últimos ejercicios el presupuesto del CSN se ha visto reducido, su independencia económica y capacidad de autogestión se ha visto notablemente incrementada.

Se ha implantado un sistema de incentivos al personal, asociado a la productividad por objetivos, con especial atención a las actividades asociadas a la inspección.

Para facilitar las tramitaciones de titulares de instalaciones y actividades y la información general al ciudadano, el CSN ha implantado la Administración Electrónica, con la incorporación de técnicas electrónicas, informáticas y telemáticas en el desarrollo de su actividad y el ejercicio de sus competencias.

Recursos humanos

Recientemente se ha llevado a cabo la aprobación del modelo de reconocimiento de la experiencia en la carrera profesional, que establece un mecanismo de promoción sin necesidad de cambio en el puesto de trabajo para todos los funcionarios del CSN, asociado a la antigüedad y a un desarrollo adecuado de la actividad que desempeña.

El acceso al cuerpo técnico del CSN se ha venido incrementando con la convocatoria anual de oposiciones a la escala superior del Cuerpo Técnico de seguridad nuclear y protección radiológica.

Nuevos retos

Se abre una nueva etapa marcada por el acercamiento de diversas plantas a la vida útil prevista en su diseño y al límite de saturación de algunas piscinas de combustible irradiado; la actualización de las tecnologías y la importancia del factor humano para la seguridad de las plantas; la creciente demanda social de información y la redefinición de la seguridad en el contexto internacional que requerirá:

— Una evolución continua del sistema regulador para reforzar la responsabilidad de los titulares y su cultura de seguridad, así como potenciar en todos los sectores y agentes implicados las actuaciones orientadas a la protección de las personas y del medio ambiente.

— Una revisión profunda del marco legal y normativo acorde con el panorama actual tanto nacional como internacional, que defina responsabilidades claras e incluya actividades no reguladas actualmente.

— Prestar mayor atención a la información al público, ya que la sociedad es cada vez más sensible a los temas relacionados con las radiaciones ionizantes y son igualmente mayores las demandas de seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Queda pues mucho camino por recorrer y éste debe andarse con rigor, con profundo conocimiento técnico y con vocación de servicio público que es para lo que, en definitiva, nació el Consejo de Seguridad Nuclear.

Los organismos reguladores nucleares en el mundo

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN)

Aunque la actividad reguladora en Argentina existe desde los años cincuenta, no es hasta 1994 cuando se crea un organismo exclusivo para regular la actividad nuclear: el ENREN; del que es sucesora la ARN, creada en 1997.

1. Introducción

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina fue creada por la *Ley Nacional de la Actividad Nuclear* (Ley nº 24.804 de 25 de abril de 1997), como entidad independiente de ámbito nacional bajo la Presidencia de la Nación, con la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en lo referente a la seguridad radiológica y nuclear, protección física y no proliferación nuclear, así como asesorar al Poder Ejecutivo Nacional de las materias de su competencia.

La actividad reguladora en Argentina existe desde los años cincuenta. Tras ser competencia de distintos departamentos de la Administración, en 1994 se asignó a una institución estatal independiente el ejercicio exclusivo de dichas funciones, creándose así el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN), del que es sucesora la Autoridad Regulatoria (ARN).

La misión de la ARN es ser el organismo del Estado argentino ocupado de proteger a la sociedad de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, estableciendo, desarrollando y aplicando un régimen regulador para las actividades nucleares, manteniendo un grado razonable de seguridad nuclear y protección radiológica en dichas actividades y asegurando que éstas tengan fines autorizados por la ley, la normativa y los compromisos internacionales. Así mismo, se ocupa de prevenir la comisión de actos con consecuencias radiológicas severas y el desvío de material a usos no previstos.

La ARN goza de plena capacidad jurídica para actuar en los ámbitos del derecho público y privado. Su patrimonio está constituido por los bienes que se le transfirieron del Ente Nacional Regulador Nuclear y por la tasa reguladora, aportes del Tesoro Nacional y donaciones. Anualmente confecciona un presupuesto que se hace público para posibles alegaciones.

Existe otro organismo, la Comisión Nacional de Energía Atómica, que depende de la secretaría de energía del Ministerio de Planificación Federal, Inversión Pública y Servicios, cuyas funciones son de investigación y desarrollo en los ámbitos científico, técnico, industrial, comercial y financiero. Entre ellas está la aplicación de la *Ley del Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos* (Ley 25.018) y así, las labores derivadas de la Convención Conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos.

2. Funciones

La ley define las funciones de la ARN, entre ellas cabe destacar las de:

— Dictar las normas reguladoras referidas a seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y control de instalaciones nucleares, salvaguardias internacionales y transporte de materiales nucleares en estos aspectos.

— Otorgar, suspender y revocar las licencias de construcción, puesta en marcha, operación y clausura de centrales nucleares.

— Otorgar, suspender y revocar licencias, permisos o autorizaciones en materia de minería y concentración de uranio, de seguridad de los reactores de investigación, de aceleradores e instalaciones radiactivas relevantes —incluyendo las instalaciones para la gestión de residuos radiactivos— y de aplicaciones nucleares a las actividades médicas e industriales.

— Aplicar sanciones, que deberán graduarse según la gravedad de la falta, y que pueden llegar al decomiso de los materiales nucleares o radiactivos, así como a la clausura preventiva de las instalaciones sujetas a regulación, cuando se desarrollen sin la licencia, permiso o autorización o ante la detección de faltas graves a las normas de seguridad nuclear y radiológica, o de protección de las instalaciones.

— Realizar inspecciones y evaluaciones reguladoras en las instalaciones sujetas a su control.

— Establecer, de acuerdo con parámetros internacionales, normas de seguridad radiológica y nuclear referidas a los trabajadores de instalaciones nucleares, y otorgar las licencias, permisos y autorizaciones específicas habilitantes para el desempeño de la función sujeta a licencia, permiso o autorización.

— Evaluar el impacto ambiental de toda actividad que se licencia, a través de actividades de monitoreo, estudio y seguimiento de la incidencia, evolución o posibilidad de

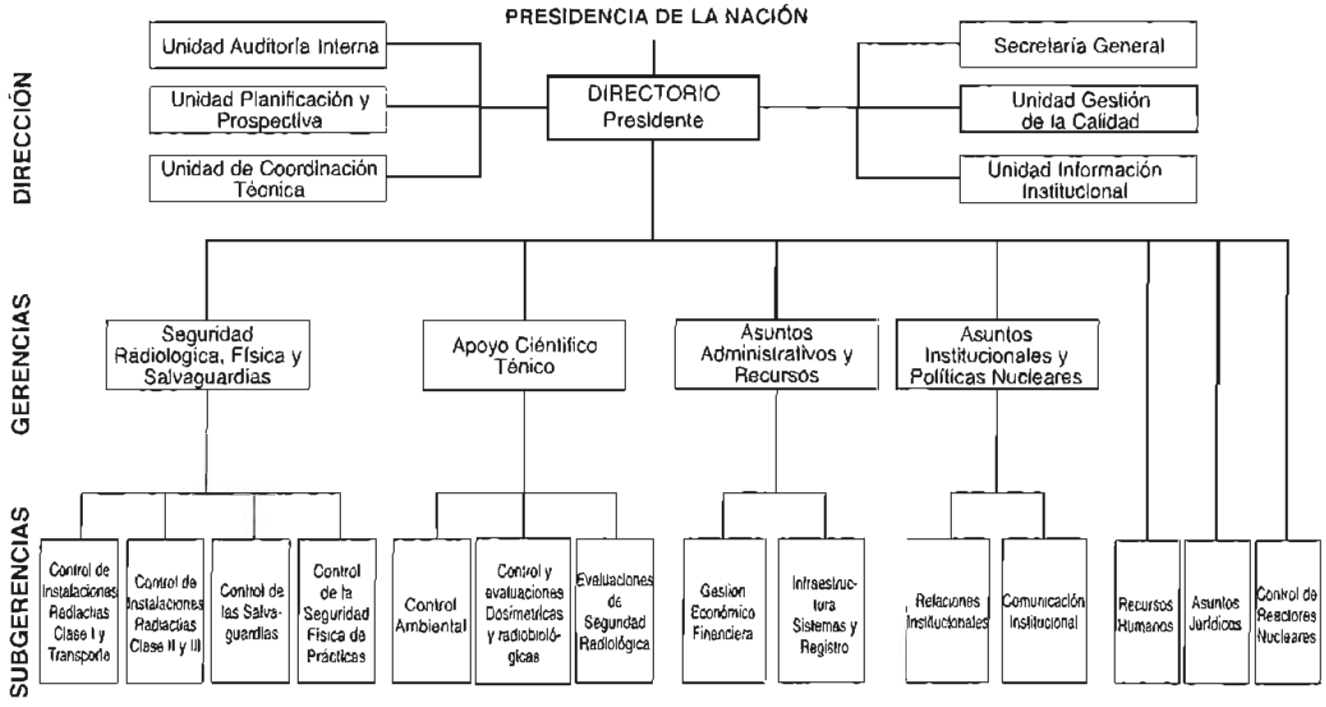


Figura 1. Organigrama funcional de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN).

daño ambiental que pueda provenir de la actividad nuclear licenciada.

Partiendo de dichas funciones, el sistema regulador de la ARN se centra en los siguientes campos:

Licenciamiento: La ARN otorga varios tipos de autorizaciones para las actividades nucleares, siendo las licencias las requeridas para las instalaciones de clase I y II (que necesitan licencias de construcción, de operación, de cese de actividad, y de puesta en marcha si son centrales nucleares) y los registros las de las instalaciones de clase III.

El personal de las instalaciones de clase I debe contar con licencias individuales y autorizaciones específicas según el trabajo que desempeñe.

La protección radiológica de la que se ocupa la ARN no incluye la autorización de los aparatos de rayos X (por ser competencia de las autoridades de salud pública), aunque sí de los aceleradores lineales de uso médico que produzcan radiación ionizante.

Salvaguardias y garantías de no proliferación nuclear: La ARN estableció un sistema nacional de control y contabilidad de los materiales nucleares y otros equipos e instalaciones de interés nuclear que comparte con Brasil, gracias al cual se creó una agencia común de contabilidad que se relaciona con el OIEA.

Protección física: La ARN puede exigir un sistema completo de protección física de las instalaciones y materiales nucleares, según la Ley 23.620 que aprueba la *Convención sobre Protección Física de los Materiales Nucleares.*

Transporte de material radiactivo: Se rige por el reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA. La ARN vigila no sólo la seguridad de los materiales, sino la de las personas en contacto con ellos, los bienes y el medio ambiente.

Normas regulatorias (AR): La ARN puede dictar normas reguladoras referidas a seguridad nuclear y radiológica, protección física y control del uso de materiales nucleares, licenciamiento y vigilancia de instalaciones nucleares, salvaguardias internacionales y transporte. No son normas prescriptivas ni de cumplimiento de objetivos de seguridad, son de fines, mientras que los medios debe buscarlos el titular que realice la actividad, demostrando a la ARN que consiguen la consecución de los fines.

Además de las normas reguladoras AR, la ARN genera *Guías regulatorias* que contienen recomendaciones sobre el cumplimiento de los requisitos reguladores.

Tasa: Se aprueba en el presupuesto general de la Nación y se devenga anualmente y por adelantado por las actividades de licenciamiento e inspección de las instalaciones de clase I y II y por el transporte de material radiactivo.

Régimen sancionador: La ARN tiene autoridad para aplicar sanciones que se estructuran en tres normas; las de instalaciones de clase II y III, prácticas no rutinarias y transporte; las de centrales nucleares y las de instalaciones radiactivas relevantes.

Inspecciones: La ARN lleva a cabo dos tipos de inspecciones: las rutinarias, que son aquellas contínuas en los análisis y periódicas en su frecuencia, entre las que se encuentran las propias de los inspectores residentes en las centrales, y las no rutinarias, previstas para situaciones específicas. Cubren todas las instalaciones y prácticas que han sido autorizadas por la ARN, teniendo los inspectores el derecho

de acceso a los lugares donde se utilicen, manipulen, produzcan o almacenen materiales nucleares o radiactivos bajo autorización.

Emergencias: Todas las actividades que usen radiaciones ionizantes deben contar con procedimientos o planes de emergencia, que son evaluados por la ARN, así como el correspondiente entrenamiento de trabajadores y vecinos, puesto que dichos planes deberán prever una activa participación de la comunidad. Las autoridades municipales, provinciales y nacionales relacionadas deberán cumplir con los criterios que defina la ARN, quien pondrá en marcha su "Sistema de Intervención en emergencias radiológicas" o su "Sistema de Intervención de emergencias nucleares", dentro del "Sistema federal de Emergencias", cuyo fin es asesorar a las instalaciones donde se produzca la emergencia y a las autoridades públicas implicadas e intervenir en aquellas instalaciones y prácticas menores que no pueden ser atendidas por los responsables o que involucren al público. Cuentan para ello con un grupo de intervención primaria y con acuerdos con la policía federal, la gendarmería nacional y la prefectura naval para atender conjuntamente tales sucesos.

Vigilancia ocupacional: La ARN a través de la evaluación de la exposición de los trabajadores en las instalaciones controladas, elabora indicadores del comportamiento de los sistemas de protección radiológica, identifica tendencias, verifica el cumplimiento de los límites de dosis y realiza comparaciones entre diferentes prácticas.

Vigilancia ambiental: La ARN realiza el monitoreo de los alrededores de las instalaciones nucleares y de los complejos minero fabriles, de forma independiente del realizado por las propias instalaciones.

Laboratorios de la ARN: La ARN desarrolla tareas científico-tecnológicas de apoyo a su función reguladora. Cuenta con laboratorios de medición, equipamientos apropiados y con personal destinado a estas funciones. El Centro Atómico Ezeiza contiene laboratorios dedicados a la dosimetría física, radiopatología y dosimetría biológica, análisis radioquímicos, detección de partículas de uranio y de yodo 129, medición del radón, procesamiento de muestras ambientales, evaluación de la contaminación interna, de apoyo electrónico y de determinación de la eficiencia de filtros.

Figura 2. Sede de la delegación Regional de la ARN en la ciudad de San Carlos de Bariloche.

3. Organización

La Autoridad Regulatoria Nuclear es un organismo en el que trabajan 200 personas, de las cuales, el 70% ostenta un título universitario y el 85 % se dedica a las tareas de competencia propia de la ARN.

Actualmente la dirección de ARN está compuesta por tres miembros, constituídos en un Directorio y designados por el Poder Ejecutivo Nacional: un presidente, un vicepresidente primero y un vicepresidente segundo. Anteriormente constaba de un presidente, un vicepresidente y cuatro vocales, nombrados por el Poder Ejecutivo Nacional, la cámara de diputados y la de senadores. El plan nacional de modernización del sector público eliminó a tres en 2001, dejando la estructura como se ha descrito. Los miembros deben acreditar experiencia y antecedentes científicos y técnicos en los campos competencia de ARN.

El Directorio cuenta con dos consejos asesores, integrados por profesionales del organismo y de otras instituciones:

El Consejo asesor en aplicaciones de radioisótopos y radiaciones ionizantes, asesora en la evaluación de las solicitudes de permisos individuales que la ARN otorga a personas físicas que cumplen con los requisitos para las aplicaciones de radioisótopos y radiaciones ionizantes en medicina, agricultura, industria, investigación y docencia (excepto aparatos de rayos X).

El Consejo asesor para el licenciamiento de personal de instalaciones relevantes, que asesora en la evaluación de licencias y autorizaciones específicas, así como en otros aspectos relacionados con el personal de dichas instalaciones.

El organigrama muestra que del Directorio y del presidente dependen cuatro gerencias:

1. *Gerencia de seguridad radiológica, física y salvaguardias:* Gestiona las actividades reguladoras para el licenciamiento y control de las instalaciones radiactivas y nucleares - excluídos los reactores nucleares- y de su personal, contemplando la seguridad radiológica, la protección física y las salvaguardias de las instalaciones y materiales nucleares y radiactivos no nucleares, incluyendo su transporte seguro. Verifica el cumplimiento de las licencias, la normativa, los requerimientos y los acuerdos y convenios internacionales vigentes, y lleva a cabo las acciones reguladoras que correspondan. Previene el tráfico ilícito de materiales nucleares y radiactivos.

2. *Gerencia de apoyo científico técnico:* Realiza la investigación y desarrollo sobre cuestiones científicas y tecnológicas de seguridad radiológica y nuclear, protección y

seguridad física y salvaguardias, a fin de fundamentar y mejorar el conocimiento y las técnicas necesarias a los fines reguladores.

Participa en el control regulador del grado de cumplimiento de niveles de protección de las personas, de la verificación de distintos parámetros radiológicos de interés y de la evaluación del impacto ambiental radiológico, efectuando mediciones y evaluaciones dosimétricas, radiobiológicas, radioquímicas, la determinación de radionucleidos, y las evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear y de los sistemas tecnológicos de protección.

3. *Gerencia de asuntos administrativos y recursos:* Gestiona los medios económicos, financieros y de infraestructura necesarios para la concreción de las acciones reguladoras de la ARN.

4. Gerencia de asuntos institucionales y políticas nucleares, que incluye:

a) Subgerencia de recursos humanos: Realiza la administración y desarrollo de los recursos humanos para optimizar la gestión del organismo.

b) Subgerencia de asuntos jurídicos: Provee el asesoramiento legal al Directorio y a las áreas operativas, para la realización de las actividades reguladoras establecidas en la Ley y su reglamentación. Gestiona la oficina de sumarios.

c) Subgerencia de relaciones institucionales: Asegura la vinculación con las instituciones nacionales y extranjeras con que la ARN debe interactuar en el cumplimiento de sus funciones específicas, ejerciendo la representación de la ARN en los foros internacionales y en la negociación de los instrumentos internacionales y difunde la información reguladora.

d) Subgerencia de control de reactores nucleares: Controla la seguridad radiológica y nuclear de las centrales nucleares, los reactores de investigación y los conjuntos críticos. Verifica el cumplimiento de las licencias, la normativa y requerimientos vigentes y lleva a cabo las acciones reguladoras que correspondan. Participa en el licenciamiento de dichas instalaciones y su personal. Realiza las evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear necesarias.

e) Subgerencia de comunicación institucional.

Así mismo, componen el organigrama cinco unidades y una secretaría general, dependientes del Presidente y del Directorio, como muestra la figura 1:

Figura 3. Centro Atómico Ezeiza.

Secretaría general: Asiste al Presidente y al Directorio en las tareas ejecutivas y coordina las directrices impartidas por estos. Conduce, coordina y facilita las interacciones de las distintas áreas a los efectos de que el organismo lleve adecuadamente a cabo las funciones asignadas en la ley.

Unidad de gestión de la calidad: Se ocupa de estudiar y mejorar el sistema de calidad de la ARN buscando la satisfacción del cliente interno y de los grupos de interés con los que interactúa la institución.

Unidad de información institucional: Reúne la información estratégica pertinente para su análisis y evaluación a fin de asesorar al Directorio en la toma de sus decisiones.

Unidad de auditoría interna: Efectúa los exámenes y evaluaciones de las actividades que realiza la ARN, utilizando el enfoque del control integral e integrado, para asegurar el cumplimiento de la eficacia, eficiencia y economía de medios.

Unidad de planificación y prospectiva: Se ocupa de crear un plan de trabajo anual y de realizar el control de la gestión correspondiente. Realiza el análisis de la evolución de la ARN a fin de contribuir al plan estratégico institucional.

Unidad de coordinación técnica: Coordina el empleo de los recursos necesarios para analizar y evaluar temas técnicos y científicos de alto impacto regulador, a fin de brindar asesoramiento al Presidente del Directorio.

La ARN ha creado delegaciones regionales (norte, sur, este y oeste) que permiten agilizar las inspecciones y evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física, y mantener una interacción más directa con las autoridades provinciales y municipales y con los titulares.

4. Relación con el CSN

La ARN y el CSN han sido organismos reguladores en constante relación, tanto por la pertenencia a los mismos foros (Foro de reguladores iberoamericano, OIEA, etc.) como por el acuerdo bilateral vigente que en 1995 se firmó con el Ente Nacional Regulador Nuclear, traspasado a la ARN, y que prevé los temas de cooperación e intercambio que faciliten unas relaciones fluídas y enriquecedoras.

5. Datos de interés

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Av. del Libertador 8250
(C1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - ARGENTINA
Teléfono: (011) 6323-1356
Fax: (011) 6323-1771/1798
http://www.arn.gov.ar

Actualidad

• Centrales nucleares • Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento • Instalaciones radiactivas • Acuerdos del Consejo • Actuaciones en emergencias • Asesoría jurídica •

CENTRALES NUCLEARES

La información se refiere al periodo comprendido entre el 21 de mayo y el 20 de agosto de 2006.

Almaraz

Unidades I y II sin incidencias importantes durante el tercer trimestre de 2006. Tan sólo reseñar una bajada de potencia en la unidad II que se describe a continuación.

Centro de información de la central nuclear de Almaraz.

Estando la unidad II operando al 98,6% de potencia nuclear, a las 0:50 h del día 16 de julio, se detectó una pérdida de aceite del sistema digital electrohidráulico a través de la membrana del actuador de la válvula de interacción EHC-2-3005.

Tras comprobar que no era posible la reparación en marcha de la válvula, a las 01:25 h se inició una reducción ordenada de carga para desacoplar la unidad. A las 02:10 h se desacopló la unidad II de la red manteniéndose el reactor crítico.

Durante la bajada de carga todos los sistemas de seguridad y control han actuado con normalidad.

Posteriormente, a las 03:30 h se subsanó la anomalía, sustituyéndose la membrana de la válvula de interacción, y se volvió a acoplar la unidad II a la red a las 05:05h.

Durante el trimestre se han realizado un total de seis inspecciones.

Ascó

El día 15 de agosto en la unidad I, a las 11:47 h se produjo el arranque del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en barra de salvaguardias 9A, a consecuencia de disturbios en la red de 400 kV. Dada la corta duración del transitorio (menor de dos segundos) no se llegó a producir el acoplamiento del generador a la barra. Se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada.

Por otra parte, en la unidad II, el día 30 de mayo se produjo una parada no programada para reparación de una fuga no identificada en el edificio de contención. La fuga se localizó en la soldadura de unión entre la línea de la ducha de control de presión del presionador y la línea de venteo de la anterior. La fuga no llegó a superar el límite establecido en las especificaciones de funcionamiento para este tipo de fuga (1gpm), pero fue necesario llevar la planta a parada fría (modo 5) para su reparación.

El día 15 de agosto, a las 11:47 h se produjo el arranque del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en barra de salvaguardias 9A, a consecuencia de disturbios en la red de 400 kV. Dada la corta duración del transitorio (menor de dos segundos) no se llegó a producir el acoplamiento a la citada barra. Se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada.

Sala de turbinas de la central nuclear de Ascó.

También en esta unidad II y el mismo día 15 de agosto a las 18:15 h se produjo el arranque y acoplamiento del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en barra de salvaguardias 9A, a consecuencia del disparo del transformador auxiliar de arranque 2/TAA-2, del que se alimentaba, por actuación de sus protecciones eléctricas tras la caída de un rayo sobre el mismo. Se pasó la alimentación de la barra 9A al transformador 2/TAA-1 y se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada. Se procederá a la reparación del transformador 2/TAA-2.

Por lo que se refiere a ambas unidades, en su reunión de 25 de julio, el Consejo informó favorablemente la revisión número 14 del reglamento de funcionamiento y la revisión número 10 del plan de emergencia interior de la central nuclear de Ascó.

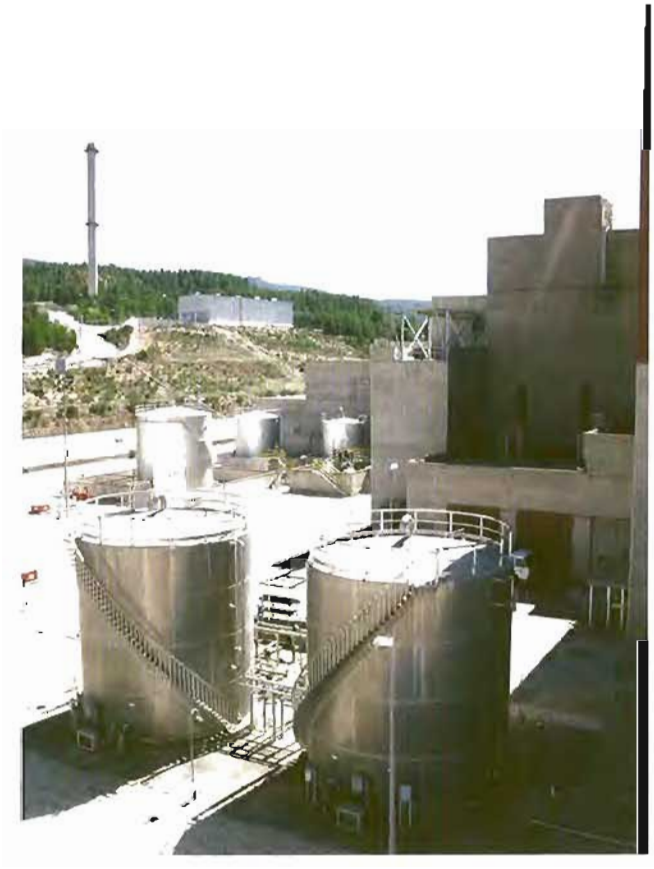
El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado ocho inspecciones durante este periodo.

Cofrentes

La central ha permanecido operando con normalidad a plena potencia, excepto durante algunas bajadas de carga programadas, y a consecuencia de la parada automática del reactor ocurrida el día 19 de julio, debida al disparo del relé de protección diferencial del generador principal. La actuación indebida de dicho relé se produjo en respuesta a un transitorio de la red de 400 KV. Una vez detectadas las causas del disparo y sustituido el relé de protección por otro de mayor fiabilidad, se procedió a arrancar de nuevo la planta, alcanzándose la potencia nominal el día 22 de julio.

En su reunión del día 31 de mayo, el Consejo informó favorablemente la solicitud de modificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) PC 04/05, rev.0, por la que se incorpora un requisito de vigilancia para comprobar el cumplimiento del límite de fugas de contención primaria a contención secundaria. Esta modificación deberá incorporarse a las ETFM antes del arranque tras la próxima parada de recarga de combustible (primavera 2007).

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado seis inspecciones a esta central durante este periodo.



Central nuclear de Cofrentes.

José Cabrera

Durante este periodo la instalación está en parada definitiva con el combustible en la piscina de combustible gastado.

No se ha producido ningún suceso notificable y la instalación se encuentra parada de forma segura, con la organización prevista, y preparando las actividades necesarias relacionadas con el futuro almacén temporal individualizado y el desmantelamiento.

Sala de control de la central nuclear José Cabrera.

Santa María de Garoña

La central ha operado a la potencia térmica nominal, excepto una parada realizada desde el día 23 al día 30 de julio debido al aumento de la temperatura del río Ebro a su paso por la central. Durante dicha parada el titular aprovechó para llevar a cabo diversos trabajos de mantenimiento.

En este periodo no se han sometido a la consideración del Consejo de Seguridad Nuclear, ni modificaciones de diseño, ni revisiones de los documentos oficiales de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña.

El día 3 de julio el titular presentó en el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la solicitud para la renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña por un nuevo periodo de diez años.

El titular comunicó al CSN el día 22 de julio un suceso notificable consistente en la parada no programada de la central debido al aumento de la temperatura del río Ebro.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado cinco inspecciones a la central durante este periodo.

Trillo

Durante este periodo de tiempo la central ha operado de forma estable al 100% de potencia térmica nominal, salvo entre los días 5 de mayo y 10 de junio, en los que se procedió a realizar la recarga de combustible número 18 de forma satisfactoria.

En este periodo se han notificado a la administración dos sucesos en cumplimiento de las especificaciones técnicas.

El primero se refiere a la identificación de la ausencia de protecciones pasivas contra incendios en algunas bandejas de cables. El suceso fue descubierto por personal de la instalación durante una inspección rutinaria cuando la central se encontraba parada para recarga el día 2 de junio de 2006. El titular notificó el suceso y procedió a instalar las protecciones pasivas y a revisar otros conductos de cables para comprobar que no hubiera más deficiencias.

Trabajos en el interior de la piscina de combustible de la central nuclear de Trillo.

Central nuclear Vandellós II.

El segundo suceso notificable se produjo el 8 de junio durante el proceso de arranque de la planta. El suceso consistió en la parada automática del reactor debido a un descenso de la presión de vapor durante la realización de una prueba de función de válvulas de seguridad. El suceso no tuvo ninguna consecuencia para la seguridad.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado cinco inspecciones durante este periodo.

Vandellós II

La central ha estado funcionando ligeramente por debajo del 100% de potencia nuclear durante este periodo, de forma estable a consecuencia de determinadas anomalías que presentan los medidores CALDON de agua de alimentación, interrumpidas por las siguientes situaciones:

— Día 22 de junio: parada programada de un día de duración aproximadamente para sustituir un detector de temperatura del refrigerante del reactor.

— Día 31 de julio: parada automática no programada por la parada brusca de la turbina y reactor a consecuencia de distorsiones en el parque eléctrico de 400 KV.

— Día 9 de agosto: parada automática no programada de la turbina y reactor a consecuencia de la rotura de un cable en una fase del transformador principal.

Durante los transitorios de las paradas automáticas no programadas los sistemas de seguridad actuaron correctamente.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado siete inspecciones durante este periodo.

ACUERDOS DEL CONSEJO

A continuación se presentan los acuerdos más significativos adoptados por el Consejo en el periodo comprendido entre el 24 de mayo y el 25 de julio de 2006. Puede consultar el listado completo de los acuerdos del CSN en la página web www.csn.es

Convenio de colaboración

Cumpliendo los objetivos del Organismo, el CSN tiene firmados Convenios de colaboración con las Comunidades Autónomas de Valencia, Cataluña y el País Vasco para la conexión e intercambio de información y datos para la vigilancia radiológica ambiental, mediante la Red de Estaciones Automáticas (REA).

El Pleno del Consejo, en su reunión de 24 de mayo, acordó aprobar el inicio de los trámites para la firma de un Convenio de colaboración con la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura, en la operación, gestión y acceso de datos de las estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental de la Junta de Extremadura, en los términos propuestos por la dirección técnica de protección radiológica.

Concesión de becas

El 31 de mayo se presenta la propuesta de Resolución que establece las bases reguladoras para la concesión de becas, así como la convocatoria para el presente año 2006 de becas para la formación en las áreas de:

- Protección radiológica de trabajadores en instalaciones nucleares.
- Recomendaciones de seguridad de las instalaciones radiactivas de radioterapia y análisis probabilistas de seguridad.
- Colaboración en el desarrollo de la última fase del proyecto Marna.
- Integridad de vainas de combustible nuclear fragilizadas por hidruros en condiciones de almacenamiento temporal seco.
- Estudio de los desarrollos reguladores en la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad.
- Introducción de mejoras en los procesos de análisis de la experiencia operativa y de nueva normativa de las centrales nucleares españolas.
- Ayuda técnica en el área de relaciones internacionales.

El Pleno del Consejo, a la vista de la documentación presentada, acordó aprobar la Resolución por la que se establecen las bases

INSTALACIONES DEL CICLO Y EN DESMANTELAMIENTO

Ciemat

Prosiguen en el Ciemat las diversas obras de mejora que se llevan a cabo en la actualidad, entre las que se incluye el desmantelamiento de todas las instalaciones nucleares que aún quedan en el centro, así como la restauración de las zonas y áreas afectadas por las antiguas actividades de la instalación.

Las actividades realizadas en estas últimas semanas se han centrado, fundamentalmente, en la preparación de las instalaciones y equipos auxiliares necesarios para la posterior ejecución del proyecto de desmantelamiento, como es el acondicionamiento del acceso a los edificios, construcción y acondicionamiento de las áreas destinadas al almacenamiento de residuos y el vallado de zonas.

En este periodo, el CSN ha apreciado favorablemente también la revisión 8 del manual de protección radiológica del centro que el Ciemat ha presentado, concluyendo así su adaptación al vigente reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes.

El total de las inspecciones realizadas durante este periodo ha sido de cinco. Dos de estas inspecciones se han centrado directamente en el proyecto PIMIC, una de ellas para el control general del mismo y otra para asistir a las pruebas de los nuevos sistemas incorporados a los edificios que se utilizarán como almacenamiento temporal de los residuos radiactivos que se generen durante el desmantelamiento de sus instalaciones. Otra inspección se ha realizado durante la calibración de la instrumentación meteorológica del centro. Las otras dos inspecciones restantes se han dedicado a sendos aspectos de protección radiológica, la protección ocupacional los trabajadores del centro y en el control de los efluentes radiactivos.

Fábrica de Uranio de Andújar

Ha continuado el seguimiento del programa de vigilancia y mantenimiento del emplazamiento.

Se han evaluado la revisión del modelo hidrogeológico y el plan de actuación de restauración de la cumbrera, habiéndose comunicado al titular los

ACUERDOS DEL CONSEJO *(continuación)*

reguladoras y la convocatoria para el año 2006, de becas en determinadas áreas de especialización en materia de seguridad nuclear y protección padiológica.

Fichero de usuarios de servicios telemáticos

Con el fin de dar cumplimiento al artículo 45 de la Ley 30/1992, de 26 de noviembre, de Régimen Jurídico de las Administraciones Públicas y del Procedimiento Administrativo Común, que insta a las Administraciones Públicas a que promuevan la incorporación de técnicas electrónicas, informáticas y telemáticas en el desarrollo de su actividad y el ejercicio de sus competencias, y al *Real Decreto 263/1996*, de 16 de febrero, que aborda el desarrollo del citado artículo, y con el objetivo de acercar la Administración al ciudadano e impulsar el desarrollo de la sociedad de la información, el CSN está desarrollando las aplicaciones y los sistemas de información necesarios para que los interesados puedan relacionarse con este organismo de forma segura, utilizando técnicas electrónicas, informáticas y telemáticas. El Pleno del Consejo acordó, en su reunión de 14 de junio, aprobar una resolución del Consejo de Seguridad Nuclear por la que se crea el fichero de usuarios de servicios telemáticos.

Estudio epidemiológico 2006

El Pleno del Consejo acordó, el 28 de junio, apreciar favorablemente el Protocolo para la constitución del comité consultivo sobre el estudio epidemiológico 2006, así como la designación para el mismo de las personas propuestas por la dirección de protección radiológica para presidente y secretario del comité y expertos independientes.

Actas de inspección

El Pleno del Consejo acordó, en su reunión de 18 de julio aprobar la publicación de las actas de inspección del CSN, el proceso a seguir para cumplir el objetivo y los criterios a tener en cuenta.

Antigüedad laboral

El Pleno del Consejo acordó, el 25 de julio, aprobar el modelo de reconocimiento de la antigüedad en la carrera profesional de los funcionarios del organismo y autorizar las actuaciones para su implantación con la modificación de la relación de puestos de trabajo del Consejo de Seguridad Nuclear.

aspectos que deben recogerse en las próximas revisiones de los documentos indicados.

Planta Lobo G de la Haba (Badajoz)

Continúa el seguimiento del programa de vigilancia y control del emplazamiento de la instalación ya clausurada.

Centro Medioambiental de Saelices el Chico (Salamanca)

La planta Quercus, actualmente en parada definitiva, está a la espera de la autorización del plan de desmantelamiento propuesto por Enusa al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. Este plan de desmantelamiento sigue en proceso de revisión y evaluación por parte del CSN.

La planta Elefante, ya desmantelada y restaurada, está en el denominado Período de cumplimiento sometida a un programa de vigilancia. Se ha realizado ya la segunda comprobación de estabilidad de las coberturas de los estériles acondicionados, según está establecido en el programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas y de la estabilidad de las estructuras, vigente durante este periodo.

Prosigue, conforme a la programación, la restauración del emplazamiento minero afectado por las antiguas actividades de extracción mineral en el centro.

En el periodo se han realizado cinco inspecciones al centro. Dos de las inspecciones se han referido al seguimiento general de los proyectos en marcha, en tanto que las otras tres se han centrado en la comprobación de los parámetros de los emplazamientos, específicamente las aguas subterráneas.

Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

Se ha continuado con los procesos de evaluación de las distintas solicitudes de modificación presentadas por el titular y se ha iniciado la correspondiente a la documentación para la ampliación de la instalación para el almacenamiento de residuos de muy baja actividad.

Se ha informado al Ministerio sobre la revisión del Estudio de Seguridad por la condición 6 referente a la seguridad a largo plazo de la instalación.

Se han realizado dos inspecciones a la instalación, una sobre un control general del proyecto y otra referente a aspectos de sismicidad del emplazamiento.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

Información referida al periodo comprendido entre el 21 de mayo y el 20 de agosto de 2006.

Sucesos notificables

Durante este periodo se han recibido en la Sala de Emergencias del CSN (Salem) nueve informes de suceso notificable en una hora y dieciséis informes de suceso notificable en 24 horas; de éstos, nueve corresponden a ampliación de la información enviada en los correspondientes sucesos de una hora. En ninguno de ellos ha sido necesaria la activación de la Organización de Respuesta a Emergencias (ORE) del CSN.

Incidentes radiológicos

El día 26 de mayo se recibió en la Salem notificación del centro de microanálisis de materiales de la Universidad Autónoma de Madrid comunicando la leve irradiación (estimada en 67 μSv) de un vigilante de dicha instalación (no profesionalmente expuesto), al recoger un paquete con una fuente de 50 mCi de Co-57 que le fue entregada directamente por el transportista.

El día 8 de junio se recibió un fax de la aduana de Algeciras informando de la detección de un contenedor marítimo procedente de Colombia sobre el cual se habían realizado mediciones con resultados superiores al fondo natural.

El día 7 de julio se recibió un fax de la empresa Shering España SA indicando el extravío de un bulto radiactivo compuesto por un generador de $^{99}Mo/^{99m}Tc$ que debía ser remitido al Hospital Son Dureta de Palma de Mallorca.

El día 12 de julio se declaró Modo 1 en la sala de emergencia como consecuencia del accidente ocurrido, ese mismo día, en la autopista A45 dirección a Málaga por una furgoneta que transportaba material radiactivo. El accidente no tuvo ninguna consecuencia radiológica y desde la Salem se recomendaron las acciones a llevar a cabo para recuperar el material radiactivo y se activó la UTPR contratada por el CSN que desplazó a un técnico al lugar del accidente. En el suceso intervinieron además la Guardia Civil, la Unidad de Bomberos, la empresa transportista y los expedidores del material.

El día 14 de julio se recibió en la Salem un fax de la empresa Geolen Ingeniería SL comunicando el aplastamiento de un Troxler por una máquina compactadora en la carretera de desdoblamiento de Catarza-Casapalma en Málaga. Se acordonó la zona y se blindó el equipo con arena con objeto de obtener valores insignificantes de dosis fuera de la zona acordonada, hasta la llegada de la UTPR encargada de transportar el equipo. El traslado del equipo se realizó al día siguiente, ubicándolo en un búnker de la empresa Geolen en Antequera (Málaga) hasta el día 17 en que fue enviado al fabricante (Mecánica Científica SA).

El día 20 de julio se recibió en la Salem llamada de la empresa Azterlan (Laboratorio metalúrgico) de Durango solicitando información sobre como actuar

Laboratorio de verificación de El Cabril.

Central Nuclear Vandellós I

Se ha presentado el primer informe sobre la revisión periódica de seguridad de la instalación que cada cinco años se debe remitir al CSN. El objeto de este informe quinquenal es hacer un seguimiento de la evolución de la seguridad de la instalación, en periodo de latencia, con el paso del tiempo. Este informe periódico coincide con la realización, cada cinco años, de la prueba de fugas y estanqueidad del cajón del reactor.

Durante este periodo se han realizado cuatro inspecciones de control a la instalación. Una de control general del proyecto. Otra sobre la vigilancia radiológica ambiental del entorno de la instalación. Dos inspecciones se han dedicado a la caracterización radiológica de los terrenos contaminados así como a los programas de investigación puestos en marcha para su remediación.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS *(continuación)*

con una pieza que estaban preparando para un análisis metalúrgico en el cual habían detectado radiación (del orden de unos 300 microSv/h en contacto). Desde la Salem se activó la unidad de Intervención del CSN y a un inspector acreditado de la encomienda del CSN en el País Vasco que se desplazaron al lugar para realizar una caracterización radiológica del suceso. Desde la Salem se llevó a cabo una investigación sobre la procedencia de la pieza y se contactó con la empresa proveedora. La DPR realizó una inspección a las instalaciones de la misma para verificar el inventario y las características de otras piezas similares que tenían almacenadas.

El día 25 de julio informaron a la Salem desde la empresa ETSA de un accidente de una furgoneta que transportaba material radiactivo (radiofármacos), el accidente se produjo en el Km 671 de la carretera AP-7. La carga no sufrió ningún daño.

Hospital universitario Ramón y Cajal de Madrid.

El día 27 de julio se recibió fax procedente de ACPRO (Asesoría y Control en Protección Radiológica) notificando un incidente radiológico ocurrido en la instalación IRA 2354 (Sealed Air Packaging, SL). El incidente consistió en el bloqueo del obturador de un medidor de espesores Eberline. No se produjo ninguna exposición del personal.

El día 4 de agosto se recibió llamada en la Salem del Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica del Hospital Ramón y Cajal informando de un incidente ocurrido como consecuencia de la falta de retrocesión de la fuente de Co-60

Fábrica de combustible de Juzbado

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 31 de mayo de 2006, ha acordado informar favorablemente la séptima prórroga de la autorización de explotación y de fabricación de la fábrica de combustible de Juzbado por un periodo de diez años.

El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente las revisiones de los documentos oficiales de explotación presentadas junto a la solicitud de prórroga de la autorización citada, las propuestas presentadas constituyen las revisiones siguientes:

- Revisión 28 del estudio de seguridad.
- Revisión 26 de las especificaciones de funcionamiento.
- Revisión 14 del plan de emergencia.

El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006, acordó apreciar favorablemente el manual de cálculo de dosis al exterior y la revisión número 4 del manual de gestión de calidad.

Durante este periodo se han realizado inspecciones sobre el plan de emergencia interior y asistencia al simulacro anual, protección contra incendios, operaciones y seguridad frente a la criticidad, incluidas en el programa base de inspección.

Barras de combustible en la fábrica de Juzbado.

a su puesto de confinamiento en el equipo de telecobaltoterapia. Durante los intentos de introducir la fuente en su lugar, una operadora recibió una dosis estimada de 0.222 µSv y el radiofísico una dosis de 0.016 µSv.

El día 5 de agosto se recibió en la Salem un fax de la central nuclear Santa María de Garoña comunicando la concentración de unas 400 personas en las puertas de la central. En esta concentración los manifestantes mostraron sus pancartas y leyeron sus comunicados, disolviéndose sin incidentes trascurridos unos 45 minutos.

El día 11 de agosto se produjo en la central nuclear de Almaraz un accidente laboral en el que resultó muerto un trabajador al caer del tejado del edificio de residuos radiactivos donde se encontraba haciendo reparaciones. Al tratarse de un edificio calificado como "Zona Controlada", se realizaron las comprobaciones radiológicas requeridas, confirmando la ausencia de contaminación radiactiva del trabajador fallecido.

El día 17 de agosto se recibió una llamada en la Salem del aeropuerto de Barajas comunicando el deterioro de un paquete radiactivo, al detectar un líquido verdoso en la base del mismo. Se trataba de un paquete de Ir192 con IT 04 y número de Naciones Unidas UN-2916. Se realizaron las mediciones oportunas, obteniendo valores de fondo y se concluyó que el paquete mantenía su integridad estructural y que el líquido observado no procedía del paquete.

Actividades en materia de emergencias

Con fecha 9 de junio el Consejo de Ministros aprobó los nuevos Planes Directores de los planes de emergencia nuclear (PENBU, PENVA, PENGUA, PENCA y PENTA) que preceptivamente habían sido informados favorablemente por la Comisión Nacional de Protección y por el CSN. Los nuevos planes han sido adaptados al vigente Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN).

Fue autorizado por el Pleno del CSN la emisión para comentarios externos de la *Guía de Seguridad 1.3 (Rev.1) Plan de Emergencia en Centrales Nucleares.*

Del 15 de junio al 13 de julio se realizó por la SEM una ronda de reuniones con las Subdelegaciones del Gobierno y Comandancias de la Guardia Civil para tratar, entre otros temas, los criterios de distribución de los equipos radiométricos cedidos por el CSN y su custodia.

En este periodo se ha continuado con la impartición de los cursos del programa de formación de la organización de respuesta ante emergencias del CSN, concretamente las primeras ediciones de

Se continúa el proceso de evaluación del análisis integrado de seguridad de Juzbado, que se encuentra en la fase de análisis del área de sinterizado "Horno L1" con el alcance previsto para ello en el programa de desarrollo del mismo.

INSTALACIONES RADIACTIVAS

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas

Entre el 1 de junio y el 31 de agosto de 2006 el CSN ha realizado las siguientes actuaciones relativas a instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas: 13 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones, 45 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas y 13 informes para declaración de clausura; cuatro informes para las autorizaciones de retirada de material radiactivo; seis informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico, seis informes relativos a aprobación de tipo de aparatos radiactivos, cinco informes sobre homologación de cursos de formación para la obtención de licencias o acreditaciones de personal.

Acciones coercitivas adoptadas sobre instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas

Entre el 1 de junio y el 31 de agosto de 2006 el CSN ha remitido seis apercibimientos a instalaciones radiactivas y actividades conexas, de ellos tres se han dirigido a instalaciones industriales, uno a una instalación comercializadora y dos a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.

Asimismo se ha propuesto la apertura de expediente sancionador al titular de una instalación radiactiva comercializadora.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS *(continuación)*

2006 para los niveles 1 y 2. y dos ediciones sobre el manejo de los sistemas de comunicación y notificación ECURIE y EMERCOM de la UE y de la OIEA, respectivamente.

En este periodo se ha participado desde la Salem en simulacros anuales preceptivos en varias instalaciones nucleares y en diversos ejercicios:

- El día 22 de junio se realizó el simulacro del PEI de la instalación nuclear de La fábrica de elementos combustibles de Juzbado. El simulacro, fue presenciado *in situ* por inspectores del CSN, y su evolución fue seguida desde la Salem por el personal necesario para afrontar dicha situación de emergencia simulada.
- El 29 de junio tuvo lugar el simulacro del Plan de Emergencia Interior (PEI) de la central nuclear de Ascó. En este simulacro se activó el Centro de Apoyo Técnico (CAT) de la central, así como el Centro de Coordinación Operativa (CECOP) del Plan de Emergencia Nuclear de Tarragona (PENTA). En el simulacro, presenciado *in situ* por inspectores del CSN, se activó además la Salem con el personal necesario para afrontar dicha situación de emergencia simulada.
- El 8 de junio se realizó un ejercicio de activación y verificación del funcionamiento de la unidad móvil de vigilancia radiológica en emergencias, contratada por el CSN, en coordinación con el grupo radiológico del PENTA. Se incluyó una demo del *Mobile Detection System (MSD)* de Thermo/Aplicaciones Tecnológicas. En este ejercicio se comprobó la calidad de las comunicaciones y la transmisión de los datos radiológicos a la Salem.

Los simulacros se realizaron con escenario secuencial de supuestos previamente desconocido, tanto para la mayor parte de actuantes de la instalación, como del propio CSN.

Mediante la realización de estos simulacros y ejercicios se ha probado el nivel de respuesta de las instalaciones, la correcta actuación de los participantes, el buen estado de los sistemas puestos en juego y en general la operatividad de los medios de que disponen los PEI y el adiestramiento del personal en su correcta utilización, tomándose nota, tanto por los observadores de las instalaciones, como por los inspectores del CSN, de los temas susceptibles de mejora.

Durante el mes de julio el distrito en el que se ubica la sede del CSN sufrió frecuentes y reiteradas interrupciones del suministro eléctrico que afectaron a la Salem, pero no a su operatividad, que en todo momento estuvo garantizada, ya que entraron automáticamente en funcionamiento los sistemas alternativos de suministro eléctrico disponibles para la citada sala.

Con fecha 1 de julio ha sido firmado por todas las partes el Convenio de colaboración entre el CSN, la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura para el intercambio de datos de las respectivas redes automáticas de vigilancia radiológica ambiental, con lo que todas las redes de estaciones automáticas existentes que dependen de las Comunidades Autónomas (Valencia, Cataluña, País Vasco y Extremadura), estarán en breve conectadas a la red del CSN.

Aprobada por el Pleno del CSN la propuesta de contratación para la Salem de un sistema de base de datos centralizado y conexión a las centrales nucleares, habiéndose publicado en el BOE del 14 de agosto las bases para el concurso público.

Técnicos del CSN han participado como observadores en el ejercicio CAPEX 06 encuadrado en el programa de la OTAN para verificar las capacidades de respuesta ante accidentes con armamento nuclear. El ejercicio fue llevado a cabo en la base que el ejército de Estados Unidos tiene en Cheyenne (Wyoming).

El día 27 de junio tuvo lugar en la sede del organismo una presentación del plan de actuación ante emergencias del CSN, de la ORE y de la Salem a una representación del Colegio de Periodistas de Tarragona.

Actividades en protección física

Se ha publicado en el BOE, número 161 de 7 julio de 2006 la *Instrucción de Seguridad IS-09* de 14 de junio, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.

La Instrucción Técnica se estructura en una serie de artículos que se refieren al ámbito de aplicación, responsabilidad del titular, criterios de seguridad, confidencialidad y reserva de la información, publicación, revisión y actualización, plazo

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS *(continuación)*

de adaptación, exenciones e infracciones y sanciones.

El conjunto de criterios de seguridad, clasificados en técnicos, humanos y organizativos, establece la forma en que se han de implantar, mantener y operar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física interior de instalaciones y materiales nucleares para acomodarse al modelo integrado de Seguridad Física aprobado por el CSN en junio de 2002.

Dentro del plan de inspecciones a la protección física de las instalaciones nucleares españolas, aprobado para el año 2006, se ha inspeccionado el sistema de protección física de la central nuclear Vandellós II durante los días 13 y 14 de junio de 2006.

El CSN en este periodo ha participado muy activamente en diferentes programas internacionales que tienen el objeto de reforzar tanto el sistema nacional como el sistema internacional de protección física de los materiales e instalaciones nucleares y que constituyen un magnífico foro de intercambio de información y experiencias respecto a diferentes prácticas internacionalmente aceptadas en materia de seguridad física. Entre estas actividades cabe destacar:

- Participación en la reunión técnica del OIEA para el análisis del documento con orientaciones a los Estados Miembros sobre amenazas internas.
- Participación en el Comité de Consultores del OIEA para la elaboración de orientaciones a los Estados Miembros sobre la definición y el mantenimiento de la amenaza base de diseño.
- Participación en el Servicio Internacional de Asesoramiento sobre Protección Física (IPPAS) a las instalaciones nucleares de México (reactor de investigación ININ y central nuclear Laguna Verde) por petición del Gobierno mejicano al OIEA del 7 al 14 de junio.
- Participación en la ceremonia de entrega de equipos para la operación de los sistemas de vigilancia radiológica instalados en el puerto de Algeciras como parte de la Iniciativa MEGAPORTS contra la proliferación y tráfico ilícito de material nuclear y radiactivo del Departamento de Energía de los Estados Unidos de América, celebrada el 28 de junio.

Noticias Breves

• Consejo de Seguridad Nuclear • Congresos, cursos y conferencias •
Actividades Internacionales • Nombramientos • Premios

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Aprobacion del sistema de almacenamiento para el combustible gastado de la central nuclear José Cabrera

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en su reunión del pasado día 24 de junio de 2006, apreció favorablemente la aprobación del diseño del sistema de almacenamiento en seco, denominado HI-STORM 100 para el combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

La solicitud presentada por Enresa, de acuerdo con lo establecido en el artículo 80 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por el *Real Decreto 1836/1999*, de 3 de diciembre, se acompañaba del correspondiente Estudio de Seguridad.

El 30 de abril de 2006 cesó la explotación de la central nuclear José Cabrera. El artículo 28 del reglamento antes citado, referente al cese de la explotación, requiere que antes de la concesión de la autorización de desmantelamiento de la central, el combustible gastado haya sido descargado del núcleo y de la piscina de almacenamiento, o que se disponga de un plan para la gestión de dicho combustible aprobado por el ahora Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

La opción elegida para cumplir con el requisito antes citado consiste en el traslado del combustible gastado de la piscina a una instalación de Almacenamiento Temporal Individualizada (ATI) ubicada en el propio emplazamiento de la central y basada en el uso de contenedores, en consonancia con las estrategias contempladas en el plan general de residuos radiactivos aprobado por el Gobierno.

La instalación de almacenamiento estará básicamente constituida por una losa de apoyo de hormigón armado, donde se ubicarán los contenedores de almacenamiento, en un recinto vallado donde estará un pozo de transferencia de contenedores y dispondrá de un pequeño edificio para almacenar el equipo auxiliar.

El sistema de almacenamiento en seco denominado HI-STORM 100 (acrónimo de *Holtec International Storage and Transfer Operation Reinforced Module*), es similar al licenciado por el organismo regulador

Figura 1. HI-STORM en la central nuclear de Hatch (USA).

de Estados Unidos, la *Nuclear Regulatory Commission (NRC)*, y se encuentra operativo desde hace años en varias instalaciones de este país, según se muestra en la ilustración 1. El diseño original del sistema de almacenamiento ha sido adaptado a las características del combustible de la central nuclear José Cabrera, que es de menor longitud. Dicho sistema se compone de los tres elementos que se indican a continuación y se muestran en el esquema de la figura 1:

— La cápsula multipropósito MPC-32Z es un cilindro de acero inoxidable, que alberga el bastidor, dotado de absorbentes neutrónicos para el control de la criticidad, con capacidad para 32 elementos combustibles, y proporciona el confinamiento de los elementos combustibles.

Figura 2. Componentes del sistema HI-STORM para la central nuclar José Cabrera.

— El modulo HI-STORM 100Z es un recipiente cilíndrico de metal y hormigón, diseñado para albergar en su interior la cápsula MPC con los elementos combustibles, que proporciona la protección estructural y el blindaje durante el almacenamiento.

— El contenedor de transferencia HI-TRAC 100Z es un cilindro metálico cuya función es contener la cápsula MPC durante la carga y transferencia del combustible gastado desde la piscina al módulo de almacenamiento, proporcionar el blindaje y la protección estructural durante dichas operaciones.

El sistema se complementa con un contenedor de transporte, denominado HI-STAR, para el transporte en su día de las capsulas MPC con el combustible gastado fuera del emplazamiento de la central para su posterior gestión en la forma que se establezca.

En las evaluaciones realizadas por el CSN se ha aplicado la normativa del país de origen del diseño del sistema de almacenamiento, específica para instalaciones de almacenamiento de combustible gastado (el 10 CRF 72 *Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel Facilities*), así como el plan de revisión de la NRC para contenedores de almacenamiento (contenido en el NUREG-1536 *Standard Review plan for Dry Storage System*).

Dichas evaluaciones han comprendido las áreas o aspectos siguientes: término fuente, análisis de criticidad, confinamiento y materiales, análisis estructural, análisis térmico, cálculo de blindajes, aspectos de emplazamiento, protección radiológica operacional y protección radiológica ambiental, además de la garantía de calidad aplicable a la fabricación.

El proceso de licenciamiento seguido para el conjunto de la instalación de almacenamiento, se encaja dentro del sistema de licenciamiento contemplado en el RINR, se corresponde igualmente con el proceso seguido en el caso del ATI de la central nuclear de Trillo, y con el proceso seguido en el país de origen de la tecnología y está integrado por:

— La aprobación del sistema de almacenamiento, de acuerdo con el artículo 80 del RINR.

— La construcción de la instalación de almacenamiento, como modificación de la autorización de la planta, de acuerdo con el artículo 25 del RINR, que comprende la autorización de ejecución y montaje y la autorización de modificación de diseño, en curso.

— La aprobación del modelo de bulto para el transporte, de acuerdo con el artículo 77 del RINR y la reglamentación nacional de transporte, en curso.

De acuerdo con lo anterior y con el informe favorable del CSN, mediante resolución de 8 de agosto de 2006, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio aprobó el diseño del sistema de almacenamiento en seco HI-STORM 100 para el combustible de la central nuclear José Cabrera. Dicha aprobación incorpora los límites y condiciones sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica emitidos por el CSN.

Apreciación favorable del CSN al diseño genérico del ATC

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del pasado 28 de junio de 2006, apreció favorablemente el diseño conceptual de una instalación de Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) de combustible gastado y residuos de alta y media actividad.

La solicitud de la apreciación favorable había sido formulada por Enresa de acuerdo al artículo 81 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), que establece que cualquier persona o entidad podrá solicitar del Consejo de Seguridad Nuclear la emisión de una declaración de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación, o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica de las instalaciones o actividades a que se refiere este reglamento (RINR).

Según el entonces vigente quinto Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), en España hay que gestionar, básicamente, el combustible gastado generado por las centrales nucleares y, por razones históricas, los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reproceso en Francia del combustible gastado de la central nuclear de Vandellós I, así como pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el reproceso en el Reino Unido de combustible gastado de la central nuclear Santa María de Garoña anterior al año 1983, y otros residuos que por sus características no satisfacen los criterios de aceptación para ser almacenados definitivamente en El Cabril.

El diseño conceptual del ATC presentado por Enresa está basado en la tecnología de almacenamiento en seco tipo bóveda, en un edificio que dispone de pozos metálicos o tubos de almacenamiento parcialmente soterrados donde se almacenan las cápsulas que contienen el combustible gastado y los residuos de alta actividad vitrificados. El diseño básico conceptual del ATC incluye también el almacenamiento temporal de bultos de residuos radiactivos de media actividad en edificio anexo o módulo de almacenamiento en superficie.

El diseño de la instalación ATC ha sido concebido por Enresa, en esta primera etapa, sin un emplazamiento específico y concreto, como un "diseño genérico".

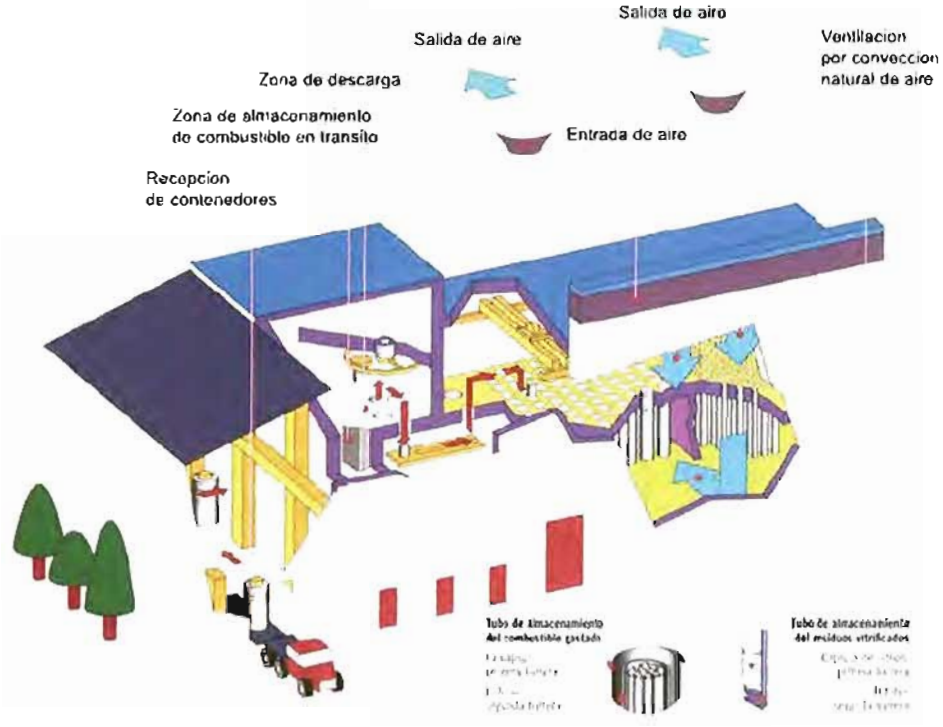


Ilustración del diseño conceptual del ATC en un edificio tipo bóveda con pozos o tubos metálicos.

La descripción conceptual del ATC, atendiendo a las funciones principales a desarrollar, permite diferenciar las siguientes áreas funcionales:

a) Área de recepción y descarga de contenedores de combustible gastado y residuos de alta actividad, y un área de recepción y descarga de bultos de media actividad.

b) Área de transferencia, manipulación en seco y encapsulamiento de elementos combustibles gastados, incluyendo un área o celda caliente para la soldadura de la tapa de la cápsula metálica o *canister*.

c) Área propiamente dicha de almacenamiento de los *canister* de combustible gastado y de los *canister* de los vidrios de alta actividad (esto es, el edificio bóveda con pozos de almacenamiento refrigerados por convención natural).

d) Área de almacenamiento de bultos de residuos de media actividad o nave de superficie.

e) Área de ubicación de los sistemas auxiliares.

Las evaluaciones realizadas por el CSN, de forma general, han aplicado la normativa de referencia de la NRC, concretamente el 10 CFR Part 72 *Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste* y el NUREG-1567 *Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities*, revisando los criterios y bases de diseño del almacenamiento temporal centralizado (ATC), respecto de las principales funciones de seguridad a tener siempre en cuenta para este tipo de instalaciones:

1. Control y confinamiento de la radiactividad mediante barreras múltiples.

2. Control de la criticidad mediante configuración segura.

3. Ventilación y refrigeración para la disipación del calor residual del combustible gastado y de los vidrios de alta actividad y otros residuos de media actividad.

4. Blindaje y protección radiológica adecuada contra la radiación gamma y neutrónica.

5. Control y recuperabilidad en todo momento del combustible gastado y los residuos radiactivos almacenados, incluyendo la conservación del estado e integridad física durante toda la vida de la instalación.

La apreciación favorable del CSN al diseño conceptual del ATC ha sido otorgada a la viabilidad general del concepto de almacenamiento en edificio tipo bóveda, del que existen referencias a nivel internacional, a la aceptabilidad del marco de la normativa, a los planteamientos metodológicos y al conjunto de códigos y normas propuestos.

Según lo establecido en el artículo 81.2 del RINR, la apreciación favorable del CSN al diseño conceptual del ATC podrá ser incluida como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en el artículo 12 del vigente RINR (autorización previa y/o de construcción), siempre y cuando se cumplan los límites y condiciones establecidos en su anexo.

Por otra parte, el recientemente aprobado sexto Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) (www.mityc.es/EmplazamientoATC/Seccion/Normativa), en línea con el anterior quinto Plan, contempla como estrategia básica para la gestión del combustible gastado y mencionados residuos de alta y media actividad, la existencia de un almacén temporal centralizado (ATC) en operación en el año 2010.

Jornada "Cómo acercar la protección radiológica al profesorado"

El Consejo de Seguridad Nuclear realizó en colaboración con el Ministerio de Educación y Ciencia y dentro del convenio de colaboración que ambas entidades tienen, la Jornada "Cómo acercar la protección radio-

Guía del profesor: El CSN y la protección radiológica. En preparación.

lógica al profesorado" el día 6 de julio de 2006, en el Centro de Información del CSN.

Los objetivos de dicha actividad han sido:

— Acercar al profesorado a los conceptos de protección radiológica.

— Cómo enseñar conceptos de protección radiológica de forma atractiva y pedagógica.

— Cumplir con las obligaciones que el Acuerdo de Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 sobre información a la población de las medidas de protección en caso de emergencia radiológica, atribuye al CSN, y con la recomendación que establece la directiva europea 89/618/EURATOM de transmitir esta información a los centros escolares.

— Dar a conocer los materiales didácticos de carácter divulgativo que realiza el CSN y que se distribuyen entre los centros de enseñanza, dándole especial difusión al material que se ha elaborado en estos años dentro de este convenio para el profesorado: *Guía del Profesor: El CSN y las Radiaciones, Guía del profesor: El CSN ante las Emergencias Nucleares y la que este año se está realizando: Guía del profesor: El CSN y la Protección Radiológica.*

La jornada contaba con dos ponencias : la primera a cargo de Mª Jesús Muñoz, jefa de gabinete de la Dirección de Protección Radiológica del CSN, que explicó los conceptos básicos de protección radiológica y la segunda, sobre como mostrar de forma didáctica estos conceptos científicos, desarrollada por Juan Miguel Campanario, de la Universidad de Alcalá. Después el profesorado asistente visitó el Centro de Información del CSN y la Sala de Emergencias (Salem).

Estas Jornadas estaban dirigidas a Profesores de Enseñanza Secundaria que imparten asignaturas del área de Ciencias de la Naturaleza en centros públicos y centros concertados.

CONGRESOS, CURSOS Y CONFERENCIAS

Conferencias del Dr. Juan J. Carbajo sobre reactores avanzados

El Dr. Juan J. Carbajo es un investigador nacido y formado en España, que trabaja en los laboratorios nacionales de Oak Ridge (Estados Unidos) desde hace 30 años. Su campo de especialidad es la termohidráulica. Los días 5 y 7 de julio de 2006 pronunció dos conferencias sobre reactores avanzados y reactores para misiones espaciales en la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Escuela de Ingenieros Industriales de Madrid.

El Dr. Carbajo comenzó haciendo una exposición general de la evolución de los reactores nucleares. Los reactores de la generación I se construyeron entre los años 50 y 60, y se pueden considerar reactores prototipos. Ejemplos de ellos son: Fermi I y Shippinport. Los reactores de la generación II se construyeron en los años 70 y a ellos pertenecen todos los reactores comerciales de agua ligera, los CANDU y los AGR. Los reactores de la generación III se desarrollaron a finales de los años 90, son reactores de diseño evolutivo. Ejemplos de este tipo de reactores son el AP600, ABWR y SBWR. En Japón, se han construido centrales tipo ABWR. A finales del año 2000 han comenzado a desarrollarse los reactores de la generación III+, tales como el ESBWR, AP 1000, ACR 700, EPR, PBMR y el IRIS. Todos ellos siguen siendo del tipo evolutivo. El diseño de los reactores de la generación IV está en fase de diseño. Estos reactores fueron calificados por el Dr. Carbajo, como de revolucionarios y se prevé su implantación no antes del año 2030.

Descripción de un reactor de la generación III+: el reactor iris

El Dr. Carbajo describió el reactor IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*). Este proyecto

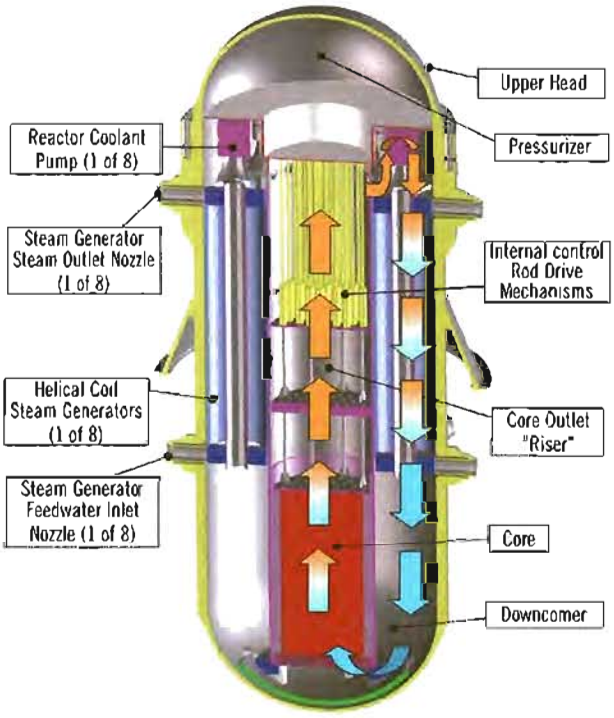


Figura 1. Diseño de la vasija del reactor IRIS.

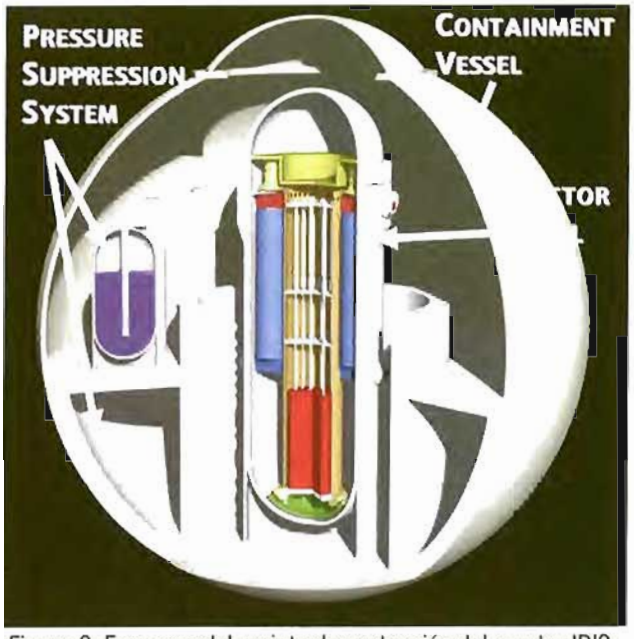


Figura 2. Esquema del recinto de contención del reactor IRIS.

está liderado por Westinghouse y en él participan 19 organizaciones de 10 países. España participa en el proyecto, a través de Ensa. Este proyecto comenzó a finales del año 1999, se prevé tener una aprobación preliminar de la NRC a finales del año 2010 y el primer reactor de este tipo, podría construirse hacia el año 2015. Algunas de las características de este reactor son las siguientes:

— Pequeño tamaño, unos 1.000 MWt, equivalentes a 335 MWe, que le hacen adecuado para países en vías de desarrollo.

— Simplicidad.

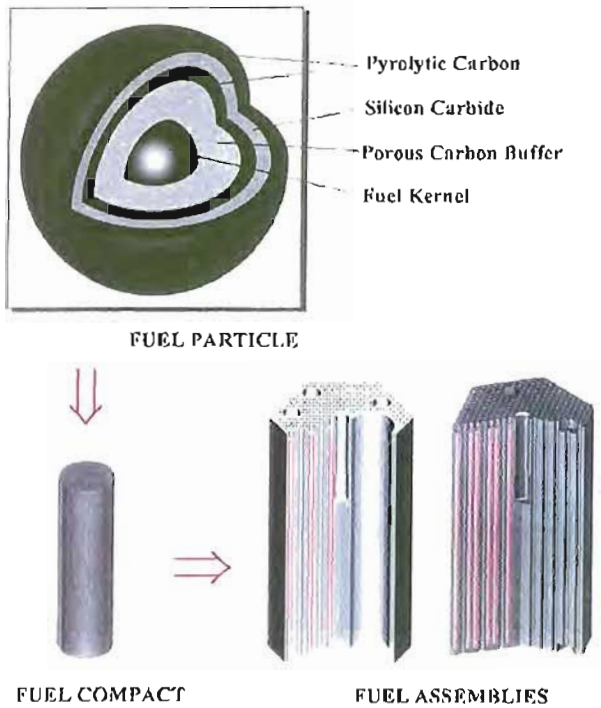


Figura 3. Combustible de un reactor de la generación IV.

— Seguridad basada en el concepto de *safety-by-design*™ (seguridad mediante el diseño).

— No requerirá nueva tecnología, pero sí nueva ingeniería.

En lo que sigue, describiremos el concepto de *seguridad mediante el diseño*. Este concepto se basa en impedir los accidentes eliminando en fase de diseño los sistemas y componentes que puedan producirlos. Así, por ejemplo, el diseño de la vasija del reactor, (ver figura 1), es tal que todos los componentes del primario están dentro de ella, lo que elimina el LOCA y se elimina también el accidente de expulsión de una barra de control. La vasija no tiene penetraciones, lo que evitaría los problemas aparecidos en *Davis-Besse*, además, los bajos flujos neutrónicos eliminan los problemas de fragilización de la vasija. La bomba del sistema de refrigeración del reactor es de flujo axial, muy empleada en aplicaciones marítimas y químicas. Es muy diferente de la empleada en los actuales PWR, y elimina todos los accidentes asociados a este componente.

Los generadores de vapor son del tipo *once through* y el secundario está a mayor presión que el primario, con lo que se espera evitar una gran cantidad de problemas con los tubos del generador de vapor.

Los elementos combustibles serán similares a los actualmente disponibles en reactores PWR de Westinghouse, pero permitirán ciclos de 48 meses. Los problemas de seguridad que pueden originar ciclos tan largos, parece que están resueltos.

La figura 2 muestra el recinto de contención, cuyo diámetro es de 25 m es, por tanto, un recinto de contención de volumen libre pequeño. El recinto de contención es del tipo de supresión de presión, con sistemas pasivos de enfriamiento de su atmósfera. La contención está inertizada, la presión de diseño es de 1.3 MPa, su temperatura de diseño es de 200 °C y el grosor del acero es de 4,44 cm.

Todos los sistemas de seguridad de la central son pasivos. Los siguientes números son una medida de la seguridad de la planta. La frecuencia de daño al núcleo es de 2.4 E-8 R/yr y el LERF es de 1.0 E-9, lo que reduce considerablemente las medidas de emergencia.

Reactores de la generación IV

El Dr. Carbajo calificó este tipo de reactores de revolucionarios, ya que su diseño es muy diferente al de los reactores de las generaciones anteriores. Un ejemplo del aspecto "revolucionario" de estos diseños puede estar en el diseño del combustible. La figura 3 muestra el diseño del combustible de un reactor de esta generación. El combustible está en forma de microesferas, encapsuladas en varias capas

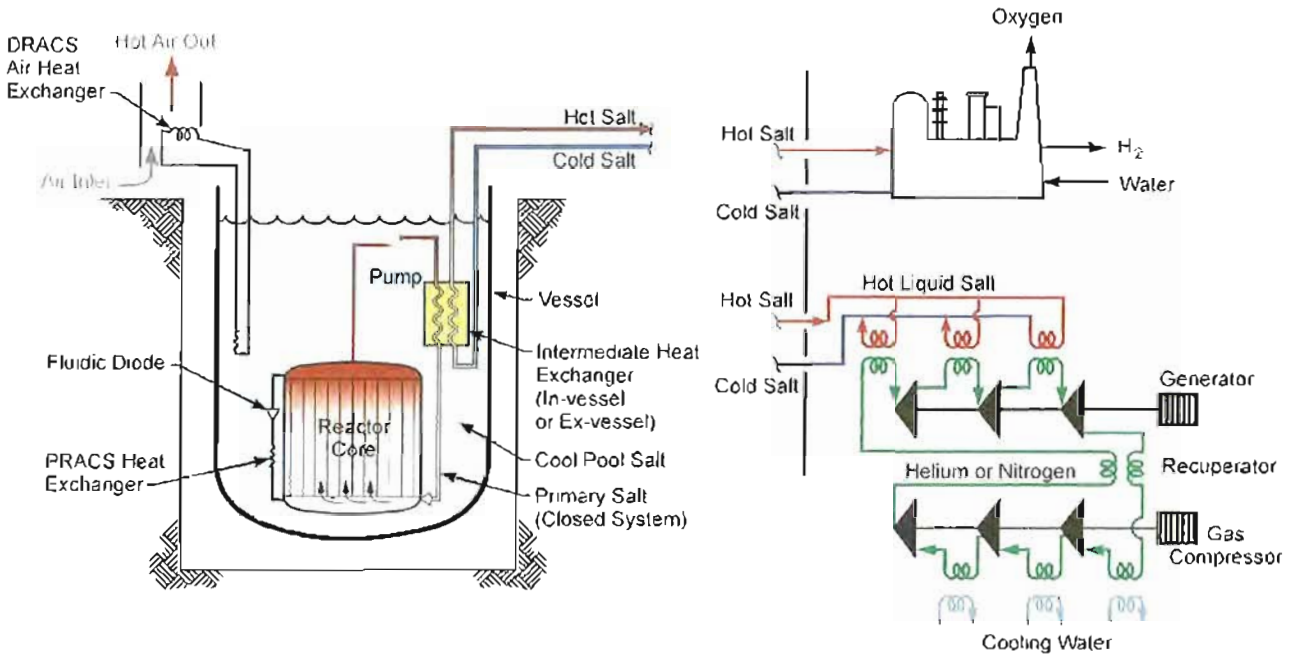


Figura 4. Esquema de un reactor de alta temperatura refrigerado por gas.

de carbono y carburo de silicio. Este dispositivo es estable a temperaturas de 1.200 °C y puede resistir hasta 1.650 °C durante un periodo de tiempo limitado.

Los reactores de la generación IV deben de ser capaces de trabajar a altas temperaturas, sus sistemas de seguridad deben de ser pasivos y deben de ser capaces de producir H_2. El diseño de estos reactores debe de cumplir los siguientes requisitos:

— Reducción de costes, especialmente costes de capital.

— Mejorar la seguridad (fundamental si se quiere conseguir la aceptación del público).

— Impedir la proliferación de materiales nucleares.

— Minimizar la producción de residuos radiactivos.

Los tipos de reactores de esta generación que se están estudiando son los siguientes:

— *Reactor rápido refrigerado por gas*. Son centrales de ciclo directo. El refrigerante puede ser He o CO_2, la temperatura de salida del núcleo es de 850 °C, la potencia es de 600 MWt/288 MWe y debe de ser capaz de generar H_2. Los campos en los que se necesita investigación son: combustibles, materiales y seguridad.

— *Reactor rápido refrigerados por Pb*. El refrigerante del núcleo es Pb ó Pb/Bi, la temperatura de salida del núcleo es de 550 °C a 800 °C. La potencia eléctrica es baja: 120 a 140 MWe. Disponen de gran autonomía de funcionamiento. Los campos en los que se necesita investigación son: combustibles y compatibilidad de materiales.

— *Reactor de sal fundida*. Este es un reactor térmico. En este tipo de reactores, el combustible se disuelve en una sal fundida que, en general, tiene un alto punto de ebullición. Este fluido actúa simultáneamente como combustible y como refrigerante. La temperatura de salida del refrigerante-combustible está comprendida entre 700 y 800 °C. El reactor trabaja a baja presión, 0.5 MPa, y es capaz de proporcionar 1.000 MWe. Las principales áreas que requieren investigación son: el combustible, la compatibilidad de materiales y la fiabilidad.

— *El reactor rápido refrigerado por sodio*. Este reactor emplea sodio como refrigerante, cuya temperatura de salida es de 550 °C y es capaz de producir desde 150 a 1.500 MWe. Es capaz de quemar los actínidos generados en un reactor de agua ligera y es eficaz en la producción de material físil.

— *El reactor refrigerado por agua en estado supercrítico*. Este tipo de reactor puede ser térmico o rápido. El refrigerante es agua, pero está en condiciones supercríticas, a presiones superiores a 25 MPa. La temperatura de salida del refrigerante es de 510 °C y puede producir hasta 1.700 MWe. El combustible es similar al de los actuales reactores: pastillas de UO_2 con vainas de acero inoxidable o aleaciones de Ni. El Dr. Carbajo subrayó los efectos negativos de la alta presión del primario en estos reactores.

— *Reactores de muy alta temperatura*. Son reactores térmicos, capaces de producir H_2. A continuación, se señalan algunas de sus características.

El Dr. Carbajo comentó que se está trabajando en el desarrollo de dos reactores de alta temperatura. El

diseño previsto a corto se denomina *reactor modular de alta temperatura refrigerado por gas*. Es capaz de producir hasta 600 MWt y se refrigera con He.

El Reactor Avanzado de Alta-Temperatura, ver figura 4, es un diseño a medio y largo plazo. Este reactor está refrigerado por una sal líquida y podría producir hasta 2.400 MWt de potencia. La sal líquida es un excelente transmisor del calor, tiene un bajo punto de fusión y un alto punto de ebullición, baja absorción de neutrones y da pocos problemas de corrosión. Su temperatura de salida es de 1.000 ºC. Este reactor trabaja a muy baja presión (0.5 bares) y dispone de una contención de pequeño volumen libre y baja presión de diseño. El tipo de combustible es el mostrado en la figura 3.

El Dr. Carbajo describió los diferentes sistemas de extracción de calor residual, todos pasivos, denominados PRACS, RVACS y DRACS. Finalmente señaló las áreas que precisan mayor investigación: materiales adaptados para trabajar a altas temperaturas, diseño de combustible, instrumentación fiable en sal líquida, diseño de bombas y de cambiadores de calor y el programa de pruebas.

Reactores nucleares y sistemas de conversión de energía para misiones espaciales

El Dr. Carbajo hizo una breve exposición de las características de los reactores nucleares diseñados para la propulsión de naves espaciales. Este es un tema apasionante desde el punto de vista científico, circunstancia que se apreció claramente en la exposición del conferenciante.

Los cohetes espaciales propulsados por energía nuclear podrían ser los adecuados para viajes de muy larga duración. Las necesidades energéticas en los vuelos espaciales tienen que cubrir dos necesidades básicas: la propulsión y el suministro de electricidad y calor para los equipos. Las fuentes de energía en un cohete espacial son: la energía química (por combustible o por baterías), la energía solar y la energía nuclear. La energía nuclear puede proporcionarse mediante radioisótopos, como el Pu-238, Sr-90, el Cm-244 o el Po-244; o mediante reactores nucleares. El Dr. Carbajo mostró un diseño de generación de energía nuclear por radioisótopos (figura 5), con las siguientes características: peso aproximado de 56 kg, 285 W de generación de energía eléctrica, carga inicial de combustible de 132.500 Ci, equivalente a 4.400 W(T). El dispositivo tenía forma cilíndrica con unas dimensiones de 42 cm de diámetro y 113 cm de alto.

Los reactores nucleares diseñados para cohetes espaciales deben de cumplir los siguientes requisitos: muy fiables, poco peso, vida larga, capacidad para ser controlados por ordenador, y una adecuada seguridad: el lanzamiento ha de tener plenas garantías de seguridad; en caso de que el cohete tenga que entrar de nuevo en la Tierra; no debe de haber criticidad, ni contaminación del terreno, ni riesgo de proliferación nuclear y tampoco debe de producirse la contaminación del espacio. La figura 6 muestra un cohete espacial accionado por un reactor nuclear.

En el año 1965, la NASA lanzó al espacio un cohete, denominado SNAP-10A, en el que la generación de energía procedía de un reactor nuclear. El sistema de conversión de potencia era de naturaleza termoeléctrica. El reactor nuclear tenía una potencia de 43.8 kW térmicos, que generaban, al menos, 533 W eléctricos. El combustible era del tipo Zr-H-U235, el refrigerante era NaK-78, cuya temperatura a la salida del reactor era de 281 ºC y el área de los paneles de emisión de energía al exterior era de 5.8 m^2. Estaba diseñado para tener una vida de un año y su peso era de 436 kg.

En la actualidad, no hay ningún cohete espacial propulsado por energía nuclear, pero ORNL está trabajando en tres posibles diseños de reactores nucleares para cohetes espaciales:

— Un tipo de reactor destinado a posarse sobre la superficie de Marte. Este reactor es del tipo *heat pipe* y el sistema de conversión de potencia emplea el ciclo de Stirling. La potencia eléctrica es de 3 KWe y puede generar energía durante 10 años.

— JIMO (*Jupiter Icy Moons Orbiter*). Este es un reactor refrigerado por gas y el sistema de conversión de potencia sigue el ciclo Brayton. La potencia eléctrica es de 100 KWe y genera energía durante 15 años.

— *Advanced Potassium Rankine System*. Este es un reactor refrigerado por metal líquido, que pro-

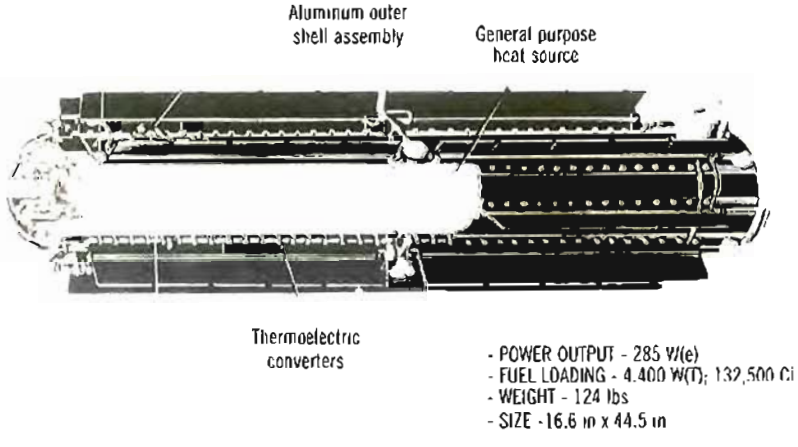


Figura 5. Generador de electricidad por radisótopos para un cohete espacial.

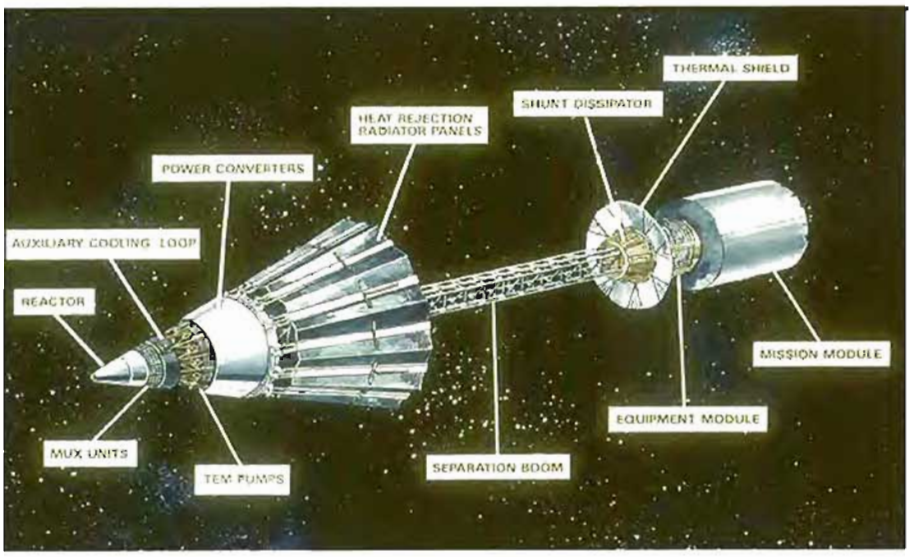


Figura 6. Cohete espacial propulsado por un reactor nuclear.

duce 500 KWt y está refrigerado por Li. El sistema de conversión de potencia es indirecto (emplea dos lazos). La potencia eléctrica es de 100 KWe y tiene una vida estimada de 15 años.

I Jornada de seguimiento de la Cátedra de seguridad nuclear "Argos"

Barcelona, 29 de Septiembre de 2006

La Cátedra de seguridad nuclear "Argos" de la Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial de Barcelona (ETSEIB) se creó en octubre de 2004 en el marco de un convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC). Sus objetivos principales consisten en incentivar la formación de especialistas en disciplinas implicadas en la seguridad del diseño, construcción y operación de una central nuclear e instalaciones radiactivas. En este sentido, con periodicidad anual, se establece un programa de becas para financiar la elaboración de tesis doctorales en el marco del programa de doctorado de ingeniería nuclear de la UPC, un programa de becas para la financiación de la elaboración de proyectos de final de carrera de alumnos de la ETSEIB relacionados con las áreas de interés de la cátedra, así como algunas bolsas de viaje para cortas estancias de investigación o cursos de especialización de estudiantes y otras ayudas.

El pasado 29 de septiembre se celebró en la Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial de Barcelona la primera jornada de seguimiento de las actividades de I+D de la Cátedra de seguridad nuclear ARGOS en la que participaron los miembros de la comisión de seguimiento de la Cátedra y unos 40 asistentes.

La jornada fue inaugurada por Ferrán Puerta, director de la ETSEIB y presidente de la comisión de seguimiento de la Cátedra que dio la bienvenida a los asistentes y manifestó el interés de la Escuela en la tecnología nuclear y en el impulso de su desarrollo. A continuación, Guillem Cortés, en calidad de secretario de la comisión de seguimiento de la Cátedra, presentó un resumen de las principales actividades financiadas por la misma, clasificadas por tipo de ayuda y temática, según se muestra en la tabla 1.

Seguidamente, Guillem Cortés, jefe de la sección de ingeniería nuclear del Departamento de Física e Ingeniería Nuclear (DFEN), y Mercè Ginjaume, directora del Instituto de Técnicas Energéticas (INTE), describieron las principales líneas de investigación, laboratorios, proyectos de investigación y temas de tesis en desarrollo respectivamente, de la sección de ingeniería nuclear y del Instituto de Técnicas Energéticas. En sus exposiciones se hizo especial énfasis en la presentación de las posibles líneas de colaboración futura con el CSN y de las dificultades de disponer de financiación para algunas áreas de estudio.

La jornada continuó con las presentaciones de los principales resultados de tres estudios co-financiados por la Cátedra, a cargo de los estudiantes becados.

Delia Arnold, estudiante de doctorado de ingeniería nuclear, presentó el trabajo *Contribución a la optimización de la red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental del CSN*. Los objetivos principales del estudio han consistido en mejorar diversas herramientas de medida y simulación que permitan detectar posibles emisiones radiactivas artificiales en la atmósfera y estimar la localización e intensidad de las mismas. El trabajo se enmarca en los estudios del programa de investigación sobre estudios atmosféricos del INTE dirigido por el Dr. Arturo Vargas. Se ha llevado a cabo un estudio estadístico completo de las fluctuaciones de la contribución de la radiactividad natural en las medidas de las redes de vigilancia radiológica y de sus variaciones debido a condiciones meteorológicas o ambientales. Actualmente se están poniendo a punto los programas de los modelos meteorológicos y de dispersión atmosférica de partículas que permitan establecer las matrices de relación emisor-receptor. Se presentó un ejemplo de dispersión

	TEMA	Beca PFC	Beca HD	Red ENEN	Cursos y congresos	Tesis Doctoral	Equipamiento Científico
1	Transitorios termohidráulicos de centrales nucleares	7		1			
2	Desmantelamiento Instalaciones-materiales						
3	Estudios seguridad del combustible gastato	2				2	
4	Transitorios eléctricos y la seguridad de centrales nucleares	1					
5	Prototipos 3ª y 4ª generación Transmutación			2		1	
6	Seguridad fisión nuclear	2	2			1	
7	Mantenimiento de centrales nucleares	6					
8	Ensayos no destructivos		8				1
9	Impacto radiológico	1			1	1	2
10	Simulación interacción radiación material biológico		1		1	3	1
	TOTAL	19	11	3	2	8	4

Tabla 1.

de contaminación y de distribución geográfica de la misma en función de las condiciones meteorológicas y territoriales.

Miguel Dapena, estudiante de ingeniería industrial, intensificación nuclear, relató la contribución a los estudios de seguridad del ITER del grupo de investigación sobre ingeniería nuclear de la UPC (ENERG) dirigido por el profesor Javier Dies, así como su aportación en los mismos. La ponencia se centró fundamentalmente en la presentación del código de simulación de interacción plasma-pared para reactores de fusión tipo tokamak y específicamente para ITER, SAFALY. En 2005, el grupo de la UPC inició la modernización de este código, cedido por el *European Fusion Development Agreement*, adaptándolo al nuevo diseño de 500 MW. También actualizó la primera pared, la envoltura (módulos del blindaje que recubren la cámara de vacío) y el divertor como una combinación de capas de berilio, cobre, acero de grado 316L-IG y canales de refrigeración. Entre los principales logros del grupo se destacó la recuperación del código para simular condiciones accidentales del reactor ITER y su impacto sobre los componentes así como para llevar a cabo la simulación dinámica conjunta del plasma, física de plasma-pared y termohidráulica de la pared.

Finalmente, en el campo de los desarrollos termohidráulicos, Oriol Llompart presentó los objetivos y principales logros de su proyecto final de carrera *Estudio de transitorios de pérdida de suministro eléctrico para centrales PWR*. El proyecto se ha desarrollado en el grupo de estudios termohidráulicos dirigido por el profesor Francesc Reventós en convenio con las centrales nucleares de Ascó y Vandellós II. La motivación del mismo radica en el estudio del comportamiento de la planta en este tipo de transitorio partiendo del modelo de configuración actual de la central nuclear de Ascó. El objetivo principal consistía en determinar los parámetros más relevantes en los escenarios de pérdida de suministro eléctrico para centrales PWR y la posterior recuperación de alguna de las fuentes de energía eléctrica. Se ha estudiado el comportamiento de la planta en múltiples escenarios y se ha comprobado la idoneidad de los sistemas de seguridad frente a las situaciones más conservadoras impuestas, destacando como parámetro fundamental para la recuperación de las condiciones de planta, el tiempo de recuperación de alguna fuente de corriente alterna.

Las distintas aportaciones fueron completadas por respuestas de los ponentes a los comentarios o cuestiones de los asistentes, en particular de los representantes del CSN de la comisión de seguimiento de la Cátedra.

ACTIVIDADES INTERNACIONALES

Reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, INRA,

Avignon 24-27 de Septiembre 2006

La asociación INRA se reunió para analizar y discutir al más alto nivel institucional temas técnicos de interés común. Este es el segundo encuentro organizado por la presidencia francesa. En esta ocasión se trataron y analizaron las consecuencias derivadas de la futura aprobación por parte de la ICRP de sus nuevas recomendaciones, de las misiones del OIEA para la revisión de los sistemas reguladores nacionales (IRRS), de la aplicación de las convenciones internacionales de seguridad nuclear y residuos, y se deliberó sobre el futuro de INRA.

A esta reunión asistieron,

— Linda Keen, *President and Chief executive officer, Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)*, Canadá;

— Martina Palm, representando a Wolfgang Renneberg, Director general, *Nuclear Safety, Waste Management and Radiation Protection, Federal Ministry for Environment, Nature, Conservation and Nuclear Safety (BMU)*, Alemania;

— Atsuyuki Suzuki, *Chairman of the Nuclear Safety Commission (NSC)*, Japón;

— María-Teresa Estevan, *President of the Spanish Nuclear Safety Council (CSN)*, España;

— Judith Melin, Directora general, *Nuclear Power Inspectorate (SKI)*, Suecia;

— Mike Weightman, *Her Majesty's Chief Inspector, Nuclear Installations Inspectorate (NII)*, Reino Unido;

— Dale Klein, *Chairman of the US Nuclear Regulatory Commission (NRC)*, Estados Unidos;

— André-Claude Lacoste, Director general, *Nuclear Safety Authority (ASN)*, Francia, *and Chairman of this meeting* ;

— Mun-ki Lee, *Director General for Atomic Energy Bureau, Ministry of Science and Technology*, República de Corea.

El domingo 24 INRA se reunió con Lars-Erik Holm, presidente de la ICRP, para deliberar sobre las nuevas recomendaciones en protección radiológica. El presidente de la ICRP explicó a los miembros de INRA que el impacto que tendrían estas recomendaciones en los sistemas reguladores ya adaptados a la ICRP 60 sería mínimo. Sin embargo, sí implicaría un gran esfuerzo para aquellos que no hayan adaptado sus sistemas de protección radiológica a las recomendaciones de 1990. INRA decidió realizar un seguimiento más cercano de estos desarrollos. Además INRA esperará a los resultados de la reunión de la ICRP que se celebrará en Marruecos en noviembre próximo para revisar y comentar el nuevo borrador.

Las delegaciones visitaron el emplazamiento del Comisariado para la Energía Atómica de Francia, *CEA valrho*, en el que se encuentran la fábrica de combustible MOX de AREVA y el reactor tipo Phoenix que opera este comisariado. Las jornadas de trabajo se realizaron durante los días 26 y 27.

El Presidente, André-Claude Lacoste (ASN, Francia), presentó a la República de Corea del Sur como nuevo miembro formal y de pleno derecho de INRA; posteriormente pasó a comentar los nuevos términos de referencia de la asociación. Judith Melin (SKI, Suecia) pidió aclaraciones sobre el alcance del término protección radiológica incluido en los objetivos de la organización. INRA decidió finalmente que este término debe de ser entendido en el sentido más amplio posible, yendo mas allá de los problemas radiológicos presentados por la explotación de las plantas nucleares. De forma explícita se mencionó la necesidad de incluir también todo tipo de problema radiológico, incluyendo la industria convencional y las prácticas médicas. André-Claude Lacoste ilustró la importancia de estas últimas con el incidente acaecido recientemente en Lyon, en el que un paciente falleció por sobreexposición accidental.

Los presidentes de los organismos reguladores presentaron los asuntos más relevantes acaecidos desde febrero de 2006. Judith Melin ofreció información detallada sobre el incidente en la central de Forsmark 1. La presidenta del CSN en su turno mencionó la carencia de incidentes dignos de reseñar en nuestras plantas nucleares y actualizó a los miembros de INRA sobre el estado de los trabajos para la IRRS, WENRA, desmantelamiento y de la situación en el mercado energético español y sus posibles implicaciones en la seguridad nuclear.

Como resultado de las exposiciones y deliberaciones se puede concluir que:

— Los programas nucleares resurgen con fuerza en prácticamente todos los países miembros de INRA con excepción de Alemania y España. Esto implica una reorganización institucional de los organismos reguladores y un crecimiento rápido de los mismos.

— Algunos de los organismos reguladores comienzan a integrar entre sus funciones la seguridad física y salvaguardias.

— Todos los países miembros de INRA tienen en marcha formalmente, o bien comprometida verbalmente, una revisión IRSS, lo que a juicio de INRA pone en serias dificultades al OIEA, comprometiendo la calidad y efectividad de estas misiones. Francia está organizando un seminario internacional a principios de 2007 para revisar su experiencia. Algunos países esperarán a esta reunión para revisar sus compromisos con respecto a la IRRS.

Posteriormente Linda Keen presentó ideas y propuestas para un mejor aprovechamiento y organización de las actividades de revisión de las convenciones internacionales. INRA acordó diseminar el material preparado por Canadá en aquellos foros en los que participen sus socios, por ejemplo, WENRA y el FORO de reguladores iberoamericanos.

INRA decidió congelar el proceso de expansión de la asociación durante un año. La prioridad hasta octubre de 2007 es consolidar la integración de la República de Corea del Sur. En la segunda reunión de 2007 se incluirá un punto en la agenda en el que se discuta la posible integración de Rusia, China e India.

En lo que se refiere al futuro de INRA, se acordó que el plan de trabajo incluya dos tipos de actividades a corto plazo y a largo plazo. Las últimas reflejarían la estrategia y política de INRA en temas de importancia y calado para los organismos reguladores. Los temas prioritarios identificados por INRA son:

— Gestión segura de residuos radiactivos.

— Seguridad física de instalaciones nucleares y radiactivas.

— Seguridad de instalaciones radiactivas.

— Experiencia operacional.
— Protección del medioambiente.
— Principios de seguridad del OIEA y recomendaciones de la ICRP: uso e implementación en los ordenamientos jurídicos nacionales.
— Cultura reguladora .

La reunión ha estado muy bien organizada por la presidencia francesa, permitiendo y favoreciendo discusiones abiertas en un tono relajado y flexible. La próxima reunión de INRA será organizada por España y se celebrará del 9 al 11 de mayo.

Presidencia española en la XI Reunión del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares

7, 8, 9 de junio, 2006. Madrid, España.

El Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) ha sido presidido desde la X reunión en La Habana por la presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear de España, María-Teresa Estevan Bolea. Durante su mandato se han acometido reformas estructurales (figura 1) que permitirán su desarrollo institucional y administrativo, así como consolidar los trabajos técnicos que ya se venían ejecutando. En concreto se han actualizado los estatutos de funcionamiento de la asociación y puesto en marcha la secretaría administrativa e institucional del FORO con sede inicial en la ciudad de Buenos Aires, Argentina. La presidencia española ha impulsado un desarrollo institucional del FORO profundo, avanzado y variado tanto en la región iberoamericana como en el ámbito internacional. En lo que se refiere a las relaciones institucionales con el OIEA, ha propuesto el desarrollo de un *memorandum* de entendimiento entre ambas instituciones; contribuyendo así a consolidar la participación del OIEA en las actividades del FORO.

La presidencia española ha fomentado con intensidad la incorporación al FORO de otros países de la región iberoamericana, consiguiendo poner en marcha durante su mandato el proceso de ampliación e integrando a Uruguay como miembro de pleno derecho a partir del 7 de junio de 2006.

El programa técnico del FORO está inspirado en las necesidades y prioridades regionales y es apoyado técnicamente y dotado de recursos a través de un programa extrapresupuestario del OIEA. Su objetivo fundamental es la promoción y desarrollo de la RED Iberoamericana en seguridad nuclear y radiológica; además de la realización de actividades y programas técnicos en las siguientes áreas:

— Seguridad de instalaciones radioactivas.
— Protección radiológica del paciente.
— Gestión segura de fuentes radioactivas, (implementación de un sistema de control de importación/exportación de fuentes entre otros).
— Educación y capacitación.
— Seguridad nuclear (en particular extensión de vida, aumento de potencia y en sistemas integrados para la supervisión de centrales nucleares).
— Seguridad física.

Durante el mandato español se ha terminado el desarrollo de la versión 1.0 de la RED Iberoamericana de seguridad radiológica y nuclear y se ha preparado el plan para su puesta en marcha. Los trabajos relacionados con la seguridad de las instalaciones radioactivas han continuado a buen ritmo. A propuesta del Comité Técnico Ejecutivo, y una vez aprobados por el plenario del FORO, la presidencia española ha impulsado y comenzado actividades en tres áreas diferentes, protección radiológica del paciente, seguridad en la gestión de las fuentes radioactivas y seguridad nuclear, en particular sobre métodos para la inspección informada por el riesgo.

La undécima reunión el FORO tuvo lugar en Madrid, España, entre el 7 y 9 de junio de este año. En ella han participado:

— Argentina, Raúl Oscar Racana, presidente Autoridad Regulatoria Nuclear, ARN.
— Brasil, Odair Dias Goncalves, presidente Comisión Nacional de Energía Nuclear, CNEN.

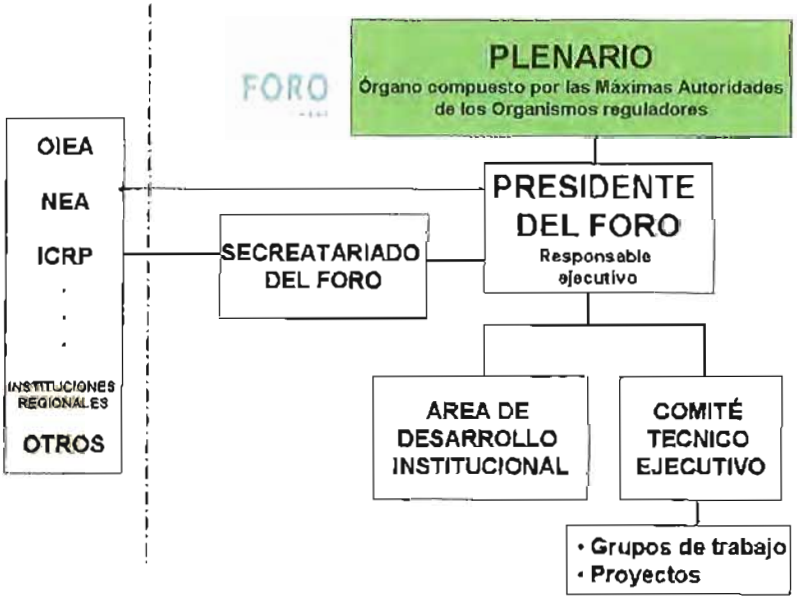


Figura 1. Estructura del FORO.

Figura 2. Sistema de información iberoamericano de los organismos reguladores.

— Cuba, Alba Guillén Campos, vicedirectora de asuntos regulatorios en nombre de Luisa Aniuska Betancourt Hernández, directora del Centro Nacional de Seguridad Nuclear, CNSN

— España, María-Teresa Estevan Bolea, presidenta Consejo de Seguridad Nuclear, CSN.

— México, Juan Eibenschutz, director general de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, CNSNS.

— Uruguay, Alejandro Nader, director de la Autoridad Reguladora Nacional de Radioprotección.

— El OIEA fue invitado a participar como observador a las sesiones del día 9 de junio.

El FORO aprobó sus nuevos estatutos, *estatutos de Madrid, 2006*, que deberán ser actualizados cada tres años como mínimo. Éstos desarrollan el acta fundacional del FORO (Veracruz, 1997) y lo definen como una asociación sin personalidad jurídica específica, compuesta por los organismos reguladores radiológicos y nucleares de la región iberoamericana, siendo su órgano rector el plenario, integrado por las máximas autoridades de los organismos que lo componen. Los estatutos reconocen que el objetivo del FORO es la promoción de un alto nivel de seguridad en todas las prácticas que utilicen materiales radiactivos y/o nucleares en la región iberoamericana, fomentando en todo momento el intercambio de información y experiencias en temas de interés mutuo y prioritario. A través de los estatutos se crea la secretaría del FORO con sede en Buenos Aires y se organiza y estructura el FORO.

El FORO decidió revisar su estructura organizativa y operacional actual de tal manera que se incluya la secretaría y sus relaciones con todos los elementos que conforman su estructura operacional. Para ello, la secretaría, con el apoyo del Comité Técnico Ejecutivo, presentó una propuesta al plenario en la que se describen y definen la nueva organización, incluyendo los mecanismos para su operación y la asignación de funciones y responsabilidades.

La nueva organización del FORO (figura 1) se compone de:

— El Plenario: órgano rector de la asociación.

— El presidente del Plenario: responsable ejecutivo del FORO. Su cargo es rotativo, ejerciendo sus funciones entre las reuniones plenarias ordinarias.

— La Secretaría: El secretariado del FORO se creó en la reunión celebrada en La Habana y ha quedado formalmente constituido en esta de Madrid. El FORO ha confirmado a Diana Clein como responsable de la Secretaría de la asociación. La señora Clein en su presentación al pleno identificó las funciones de la Secretaría y evaluó los recursos necesarios para su funcionamiento. En este punto Raúl Racana, presidente de la autoridad reguladora argentina se comprometió a aportar la infraestructura necesaria para su funcionamiento.

— El Área de desarrollo institucional: El plenario ha identificado la necesidad de crear un área para el desarrollo institucional del FORO que permita la preparación de documentos y ejecución de actividades de carácter institucional de forma colegiada. En principio y de acuerdo con los estatutos de Madrid el plenario ha pedido a la Secretaría su organización e impulso para lo que cuenta con el apoyo y colaboración de todos los miembros del FORO. A su vez el plenario le asignó las siguientes tareas al área institucional:

a) Mantenimiento y actualización del Estatuto del FORO.

b) Apertura de relaciones formales con el OIEA y borrador de Memorando de entendimiento.

c) Ampliación del FORO: gestiones con Chile y Perú.

d) Apertura de relaciones con la ICRP.

e) Promoción del FORO en ámbitos internacionales y regionales.

— El Comité Técnico Ejecutivo: El comité está constituido por funcionarios de los organismos reguladores miembros del FORO de reconocido prestigio en las áreas de seguridad nuclear y radiológica. Este comité ha sido presidido desde su creación en 2003 por Carlos Torres del Consejo de Seguridad Nuclear. El Plenario reconoció que este Comité ha conseguido consolidarse a lo largo de sus tres años de funcionamiento. El Plenario le solicitó a la Secretaría que prepare un borrador de términos de referencia para su discusión en su próxima reunión.

El FORO reconoció al OIEA como el referente técnico internacional en los aspectos reguladores de la energía nuclear y que sus relaciones con esta institución avanzan a buen ritmo. Al mismo tiempo expresa su deseo que éstas se desarrollen preservando la independencia de la asociación y el espíritu del acuerdo de Veracruz. Para ello el plenario propone la preparación de un memorando de entendimiento FORO-OIEA donde se identifiquen las áreas de común interés y se establezcan los procedimientos de trabajo. El plenario encargó a la presidencia del FORO realizar contactos con el OIEA para organizar una entrevista FORO- Dirección General del OIEA.

El FORO comenzó en esta reunión de Madrid su proceso de ampliación. Uruguay se ha convertido en socio de pleno derecho. El FORO dio instrucciones a la Secretaría para que continuara con estos trabajos con el objeto de incorporar al resto de países de forma progresiva. La Secretaría seguirá trabajando en la integración de Chile y Perú.

El FORO pidió a México que ejerza la presidencia hasta la próxima reunión ordinaria del pleno. La delegación mexicana aceptó, por lo que Juan Eibenshutz preside el FORO desde el 9 de junio de 2006.

La undécima reunión del FORO ha resultado muy productiva y satisfactoria. Se ha dado un paso adelante para su consolidación como institución independiente y representativa de los intereses de la región, se ha materializado su ampliación y se han constatado los avances positivos de su programa técnico. La reunión de Madrid también ha permitido impulsar las relaciones FORO-OIEA proponiendo una vía de diálogo con el organismo de Naciones Unidas que permita avanzar de forma conjunta en la formalización y organización de las relaciones en dos planos, el institucional y el técnico.

50 Conferencia General del OIEA

Septiembre 2006

La 50 Conferencia general del Organismo Internacional para la Energía Atómica de las Naciones Unidas (OIEA) se ha celebrado en Viena del 18 al 22 de septiembre. Con ocasión del cincuentenario el secretariado organizó una serie de eventos especiales entre los que cabe destacar una visita a sus laboratorios en Seibeldorf (Austria), un foro INSAG sobre la infraestructura de seguridad necesaria para el diseño, construcción, operación y desmantelamiento de reactores nucleares de potencia, y un simposium en el que se discutió sobre el nuevo marco para la utilización de la energía nuclear en el siglo XXI. Además, el OIEA invitó a sus estados miembros a participar en una exposición sobre tecnología y seguridad nuclear, el CSN participo en la preparación y presentación del stand español.

El Consejo estuvo representado por su presidenta, María-Teresa Estevan Bolea que participó en los debates del plenario, en los eventos especiales y ofreció una comida de trabajo a los miembros del FORO Iberoamericano de Reguladores Nucleares y Radiológicos, a la que asistieron el Embajador de España ante los organismos de Naciones Unidas en Viena, José Luis Roselló Serra y la Embajadora de México, Patricia Espinosa.

La posición de España fue defendida por el director general de Política Energética y Minas, Jorge Sanz Oliva. En lo referente a seguridad nuclear y radiológica expresó su agradecimiento al organismo por la calidad y claridad del informe presentado por su director general, Mohamed El- Baradei, ante esta conferencia general sobre las acciones tomadas para el fortalecimiento de la cooperación internacional en seguridad nuclear y radiológica.

Destacó su apoyo a todos los servicios que presta el OIEA relacionados con la seguridad nuclear y radiológica, en especial aquellos encaminados a consolidar y fortalecer a los organismos reguladores nacionales. Expresó su apoyo a la convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos y se refirió a la convención internacional sobre seguridad nuclear como el mecanismo más valioso para tratar de alcanzar los estándares de seguridad internacionales más exigentes; y acabó resaltando el apoyo económico que España ofrece a todos los programas del organismo.

La jornada fue clausurada por Julio Barceló, consejero del CSN, que destacó en su alocución el interés del CSN en favorecer actividades de investigación en el campo de las competencias del Consejo de Seguridad Nuclear. El consejero Barceló manifestó su satisfacción por el desarrollo de la jornada y animó a que en futuras ediciones pueda participar un mayor número de estudiantes en la misma.

Las presentaciones de la jornada están disponibles en www.upc.edu/inte.

Conferencia internacional sobre protección radiológica del paciente

Málaga, 2 a 4 de octubre de 2006

El simposium internacional sobre la protección radiológica del paciente constituye una puesta a punto sobre el estado actual y las necesidades futuras de esta disciplina científica basándonos en el Plan de Acción 2002-2006 del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA).

El uso de las radiaciones ionizantes en el área del radiodiagnóstico médico es sumamente frecuente y la obtención de imágenes de adecuada calidad para el diagnóstico médico con el menor coste de dosis es de gran importancia. Muchos son los estudios realizados que demuestran los beneficios del uso médico de las radiaciones, tanto para diagnosticar patologías como para tratar pacientes, caso de la radioterapia y la medicina nuclear.

El comité científico sobre los Efectos de la Radiación Atómica de las Naciones Unidas (UNSCEAR) recoge en su documento técnico del año 2002, una cifra de más de 40 millones de estudios radiológicos anuales en España, lo cual supone casi un estudio por habitante y con tendencia al alza.

En los últimos años, los procedimientos diagnósticos y terapéuticos con radiaciones ionizantes han evolucionado rápidamente, en paralelo al gran auge de las nuevas tecnologías. En el área del radiodiagnóstico se debe destacar el impacto de la radiología digital, mereciendo especial consideración la mamografía digital, los procedimientos de radiología intervencionista y los estudios de TC helicoidal y multicorte.

En el campo de la medicina nuclear, las imágenes fusionadas del CT-PET ofrecen la posibilidad de valorar al mismo tiempo la morfología y la funcionalidad de un órgano, lo cual conlleva un diagnóstico rápido y preciso para planificar y supervisar los tratamientos. Para los pacientes, ahora es posible obtener en un solo examen la misma información para la que se hubiesen necesitado varios exámenes hace algunos años. Sin embargo, las dosis de radiación pueden ser mayores y necesitan ser controladas.

Asimismo, con la llegada de Radioterapia de Intensidad Modulada (IMRT) y otras técnicas avanzadas de radioterapia, las técnicas de captación de imágenes se han convertido en un aspecto fundamental de la oncología radioterápica. Estos nuevos enfoques de tratamiento permiten al equipo médico planificar y administrar las dosis de radiación adaptadas de forma precisa a la anatomía y tumor de cada paciente.

Por último, debemos tener presente la radiología pediátrica, donde las medidas de protección radiológica deben ser superiores, debido a la mayor predisposición de riesgo que posee un niño que un adulto.

Este simposium internacional ha nacido de una propuesta de la última asamblea general de los miembros de la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) y se ha organizado contando también con la Sociedad de Física Médica y con la colaboración de organismos internacionales y nacionales que ya participaron en la conferencia internacional de 2001.

Este evento se ha llevado a cabo con la inestimable ayuda y apoyo de los organismos internacionales y nacionales como son el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), la Organización Panamericana de la Salud (OPS) y la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR), el Ministerio de Sanidad y Consumo, el Consejo de Seguridad Nuclear, la Junta de Andalucía, el Ayuntamiento de Málaga y la Universidad de Málaga.

El simposium ha contado con la participación de destacados profesionales internacionales en las nuevas técnicas diagnósticas y terapeúticas con radiaciones ionizantes, así como importantes expertos representando a las sociedades españolas de radiología médica, medicina nuclear, radioterapia y oncología, radiología vascular e intervencionista, radiología pediátrica y diagnóstico por la imagen de la mama.

En este congreso se han llegado a las siguientes conclusiones:

— En el simposio se ha logrado tratar en profundidad la evolución de las técnicas y sus implicaciones en protección radiológica del paciente.

— Han participado tanto pioneros en las nuevas técnicas como profesionales con experiencia en el día a día y también reguladores y legisladores en esta materia.

— Hay métodos de optimización que están muy lejos de estar explotados o transferidos a los programas de formación.

— Para que todo ello fructifique se necesita hacer un seguimiento, con simposios en el futuro. El próximo en una jornada previa al IRPA12 (Buenos Aires-08).

— En estos días se aprovechó también para nombrar al nuevo presidente de la sociedad de protección radiológica, Rafael Ruiz Cruces, así como a la nueva junta directiva.

NOMBRAMIENTOS

Nuevo Embajador de España ante Naciones Unidas

El 21 de julio José Luis Roselló Serra fue designado Embajador Representante Permanente de España ante la oficina de la Organización de las Naciones

José Luis Roselló Serra presenta sus credenciales ante el director general de las Naciones Unidas para el desarrollo industrial (UNIDO), Kandeh K. Yumkella. © UNIDO.

Unidas y los Organismos Internacionales con sede en Viena, por *Real Decreto 898/2006* (BOE 174 de 22 de julio de 2006).

José Luis Roselló nació en 1943 en Ibiza, es licenciado en Derecho e ingresó en 1973 en la Carrera Diplomática.

Ha estado destinado en las representaciones diplomáticas españolas de Nicaragua, Estados Unidos, REPER de España ante Naciones Unidas y Marruecos, donde fue jefe de la Oficina Comercial. Ha sido sucesivamente Embajador de España en Angola, en Kuwait, en misión especial para asuntos de Medio Ambiente y en misión especial para asuntos del Mar. Desde 2003 era Cónsul General de España en Casablanca.

Tras su nombramiento, visitó el 8 de septiembre el CSN, donde se reunió con los miembros del Pleno, mantuvo una entrevista de presentación con la presidenta y visitó la Sala de Emergencias (Salem).

Nuevo presidente de la NRC

En julio de 2006 fue nombrado nuevo presidente de la NRC Dale Klein, tras su designación por el Presidente de Estados Unidos y la confirmación del nombramiento por el Senado.

Como presidente, Dale Klein ostenta la dirección principal y la portavocía oficial de la NRC. Es responsable de dirigir la administración, la organización, la planificación a largo plazo, el presupuesto y ciertas funciones de personal de la Agencia. Es el responsable último de todas las funciones de la NRC sobre emergencias relacionadas con los titulares con licencia concedida por la NRC.

Dale Klein. © Departamento de Defensa de los Estados Unidos.

Antes de su nombramiento, fue asistente del Ministro de Defensa sobre los programas de defensa nucleares, químicos y biológicos. En este cargo, era el asesor principal del Ministro de Defensa, del viceministro de defensa y del subsecretario de defensa para la adquisición y tecnología en todas las cuestiones de política y planificación relacionadas con armamento nuclear y defensa nuclear, química y biológica.

Anteriormente, el Dr. Klein fue vicecanciller de programas especiales de ingeniería en el sistema de la Universidad de Texas y profesor en el departamento de ingeniería mecánica (programa nuclear) en la Universidad de Texas, en Austin. Durante su estancia en la Universidad, fue director del laboratorio docente de ingeniería nuclear, subdirector del centro de estudios energéticos y Decano asociado de investigación y administración en la facultad de ingeniería. Durante su gestión, recibió más de 50 millones de dólares para fondos de investigación, equipos y apoyo educacional. Fue también un miembro activo de varios comités nacionales de departamentos de energía, incluyendo el comité asesor de investigación en energía nuclear, y presidente y director ejecutivo del centro nacional de investigación Amarillo.

Los premios y honores que ha recibido el Dr. Klein incluyen los de: miembro de la sociedad americana de ingenieros mecánicos y de la sociedad americana nuclear, el premio al logro ingenieril profesional Joe J. King, el nombramiento como ingeniero del año del estado de Texas, el premio de la facultad y la asociación de ex alumnos de la Universidad de Missouri y el premio de honor de la Universidad de Missouri por su distinguida contribución en ingeniería.

Nacido en Missouri, el Dr. Klein es ingeniero mecánico y Doctor en ingeniería nuclear, ambos por la Universidad de Missouri-Columbia. Ha publicado más de 100 informes técnicos y coeditado un libro. Ha realizado más de trescientas presentaciones sobre energía y ha escrito numerosos artículos técnicos sobre asuntos energéticos que han sido publicados en los periódicos más importantes del país.

Fuente: NRC

PREMIOS

Concesión de la medalla Puig Adam a María-Teresa Estevan Bolea

El pasado día 14 de septiembre la Fundación para el fomento de la innovación industrial de la escuela técnica superior de ingenieros industriales de Madrid concedió a María-Teresa Estevan Bolea la medalla Puig Adam, en reconocimiento a su trayectoria profesional.

El acto tuvo lugar en el Palacio de Congresos de Madrid, tras la entrega de diplomas a los más de 400 nuevos ingenieros que, con distintas especialidades, han terminado sus estudios en la ETSIIM.

En su discurso de aceptación del premio, la presidenta del CSN expresó su convicción en la concepción de la ingeniería como una profesión pero también como un modo de vida que lleva al ingenio a través de la disciplina. Tras haber sido reconocida su trayectoria profesional y a pocas semanas de cesar sus actividades en el CSN, María-Teresa Estevan quiso dirigirse especialmente a las nuevas ingenieras, exhortándolas a superar los retos de su trabajo diario, pero siendo conscientes de la propia necesidad de desarrollar una vida personal y familiar plena, algo, dijo, de lo que sólo se es consciente tras muchos años de profesión.

Medalla al mérito policial

El Ministro del Interior ha concedido a Eugenio Gil, subdirector general de emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear, y a Pedro Carboneras Martínez, jefe del departamento de seguridad de Enresa, la medalla al mérito policial con distintivo blanco. La condecoración les fue impuesta el pasado 2 de octubre, festividad de los Santos Ángeles Custodios patronos del Cuerpo Nacional de Policía, en un acto celebrado en el complejo policial de Canillas bajo la presidencia del Secretario de Estado de Seguridad. La medalla ha sido concedida por la estrecha colaboración que ambos mantienen, en representación de sus respectivas instituciones, con diferentes unidades del Cuerpo Nacional de Policía y muy especialmente con la unidad central de desactivación de explosivos y NBQ.

En los últimos años, la unidad central de desactivación de explosivos y NBQ ha llevado a cabo un amplio programa de mejora de sus capacidades técnicas con el objeto de estar preparada frente a potenciales atentados nucleares o radiológicos. Eugenio Gil y Pedro Carboneras han colaborado en el desarrollo de estas nuevas capacidades de la unidad central, asesorando a sus responsables sobre el equipamiento radiológico que necesitan y las precauciones radiológicas que deben incorporar sus procedimientos operativos, y han participado activamente en la formación del personal técnico de la unidad central en el ámbito nuclear y radiológico.

La medalla al mérito policial ha sido concedida también en reconocimiento al esfuerzo aportado por ambos en el impulso dado a las relaciones entre sus respectivas instituciones, el Consejo de Seguridad Nuclear y Enresa, y la unidad central, que está previsto formalizar en breve plazo, en un protocolo de actuación conjunta en situaciones delictivas que conlleven riesgo radiológico inmediato para el personal de intervención o para la población.

Resúmenes Summaries

(Page 2)

The Declassification System Established in Spain for Radioactive Waste Materials

J. López de la Higuera, L. Ramos and J.C. Lentijo

Some waste materials coming from radioactive and nuclear installations have a such a low radioactive content that they may be stored, recycled or reused without the need to take radiological precautions. This article specifies how the management of these materials are controlled, what is the regulation applied and the recommendations international organisations make with respect to this issue.

(Page 11)

In-vessel Corium Melt Retention: The RASPLAV and MASCA Projects

F. Robledo

One possible severe accident management strategy consists of avoiding the vessel fault by flooding the reactor cavity with water. The feasibility of this strategy has been analysed in the RASPLAV, MASCA and MASCA-2 international research projects. In these projects, for the first time, experiments have been carried out with real corium at high temperatures. This article explains the main achievements obtained from these research projects that have allowed convection heat transfer correlations to be validated from the corium melt and to ascertain their behaviour with greater precision in the lower plenum of the vessel. These projects have created improvements in the MELCOR code which allows an improved modelling of the TMI-2 accident. This severe accident management strategy has been approved by the Finnish Regulatory Body for the Loviisa Power Plant. It has also been approved for the NRC for the AP-600 and may be viable for medium sized light water thermal power plants.

(Page 21)

Current Data Sheet Specifications on Nuclear Medicines Containing Fludeoxyglucose (^{18}F) Compounds Authorised for Commercial Sale in Spain

A. Cortés-Blanco

The current data sheet specifications are outlined in this article for nuclear medicines containing fludeoxyglucose (^{18}F) compounds authorised for commercial sale in Spain.

(Page 29)

Review of the Main Activities Carried out by the CSN in the Last Five Years

Nearing the time to finalise a new phase for the Consejo de Seguridad Nuclear, it is time to make a brief account of the main activities carried out over the past five years.

During this period, one in which the CSN celebrated its 25th Anniversary, the organisation has served a social demand in a modernisation and adjustment process, followed by the continuous improvement process which throughout its history the former management teams have carried out with great stamina and dedication.

(Page 34)

The Argentina Nuclear Regulatory Authority (ARN)

Even thought regulatory activity in Argentina has been in existence since the 50's, it wasn't until 1994 when the exclusive body ENREN was formed to regulate nuclear activity which later was succeeded by the ARN created in 1997.

Seguridad Nuclear Boletín de suscripción

Institución/Empresa

Nombre

Tel. Fax

Dirección

CP Localidad Provincia

Fecha Firma

Enviar a Consejo de Seguridad Nuclear, Servicio de Publicaciones. c/ Justo Dorado, 11. 28040 Madrid. Número de fax: 91 346 05 58.

La información facilitada por usted formará parte de un fichero informático con el objeto de constituir automáticamente el *Fichero de destinatarios de publicaciones institucionales del Consejo de Seguridad Nuclear*. Usted tiene derecho a acceder a sus datos personales, así como a su rectificación, corrección y/o cancelación. La cesión de datos, en su caso, se ajustará a los supuestos previstos en las disposiciones legales y reglamentarias en vigor.