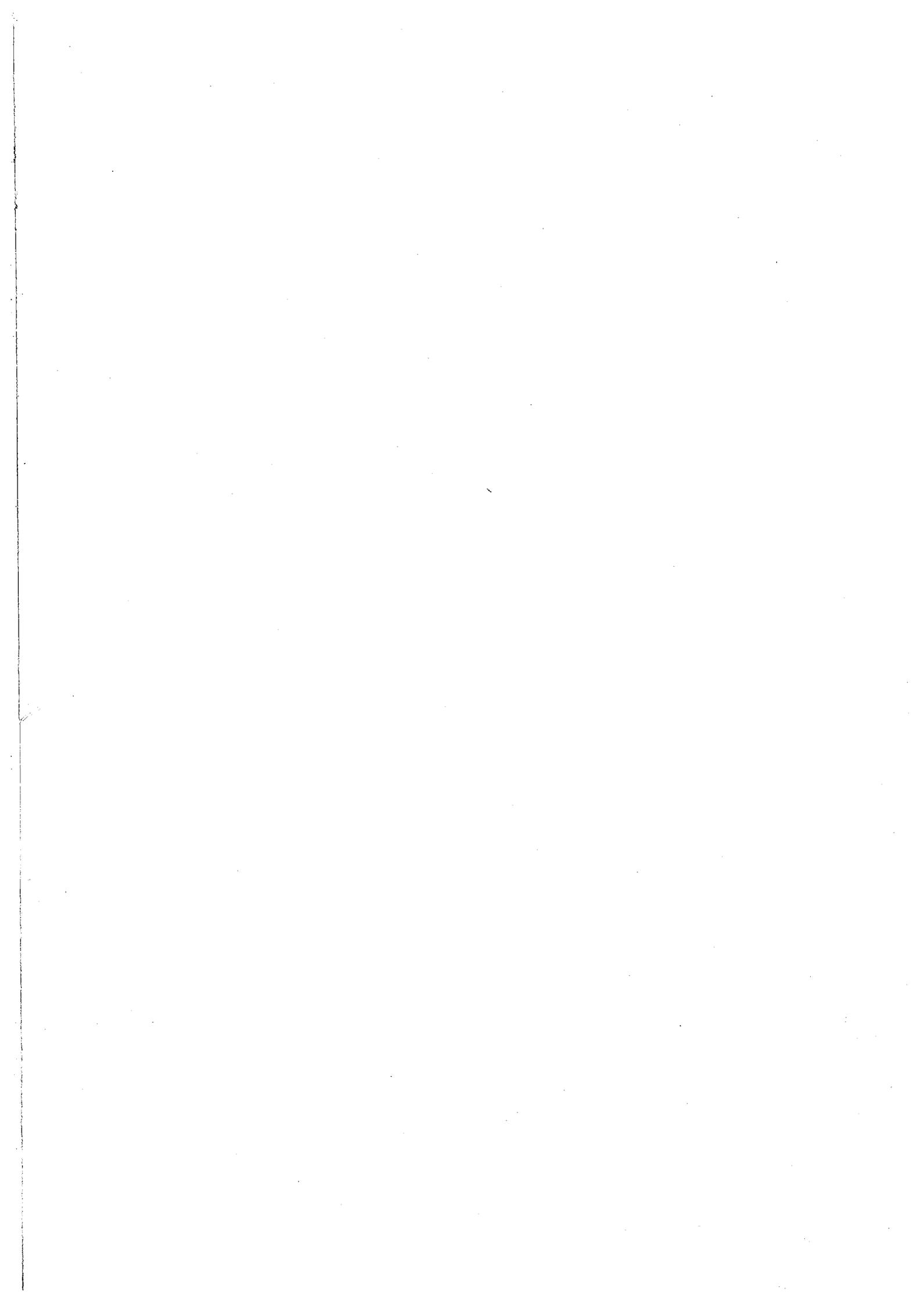


Plan de Investigación del CSN

Actualización año 1999

CSN

Colección
Documentos
6. 1999



Plan de Investigación del CSN

Actualización año 1999

Colección Documentos CSN
Referencia DOC-10.05

© Copyright 1999, Consejo de Seguridad Nuclear

Edita y distribuye:
Consejo de Seguridad Nuclear
Justo Dorado, 11
28040 Madrid. España
<http://www.csn.es>
peticiones@csn.es

Impresión:
Fareso, S. A.
Paseo de la Dirección, 5
28039 Madrid

ISBN: 84-95341-09-3
Depósito legal: M. 47.430-1999

Prólogo

El Consejo de Seguridad Nuclear tiene atribuida por ley la función de establecer planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Consciente de la importancia de esta función, el Consejo actual ha dedicado, desde su constitución, una atención prioritaria a la investigación y a la política tecnológica.

La plasmación de este interés lo constituye el *Plan Quinquenal de Investigación 1996-2000*, aprobado en 1996, revisado por primera vez en 1997, y del que presentamos su segunda actualización, aprobada por el Consejo en su reunión del 6 de octubre de 1999.

En consonancia con el esfuerzo investigador, las dotaciones presupuestarias del CSN asignadas a I+D, han experimentado en los últimos cuatro años un incremento superior al 100%.

Las sucesivas actualizaciones del Plan se han beneficiado de la experiencia adquirida en el desarrollo de Proyectos de Investigación, de los Informes sobre Desarrollo Tecnológico, correspondientes a los años 1996 y 1999 y del intercambio de conocimiento producido en la Jornada que anualmente, desde el año 1996, se celebra en el CSN con el objetivo de exponer los avances en los resultados del Plan de Investigación.

La presente actualización ha tenido en cuenta los cambios que se han producido en el entorno en lo referente a la seguridad nuclear y la protección radiológica, tal como se describe en el *Plan de Orientación Estratégica* aprobado por el Consejo el 5 de febrero de 1998. Cabe destacar entre dichos cambios la liberalización del sector eléctrico que exige alcanzar altas cotas de eficiencia manteniendo y mejorando, al mismo tiempo, los niveles de seguridad alcanzados. Este Plan incluye proyectos de I+D en curso y otros en proyecto que, por medio de la aplicación del desarrollo tecnológico, colaborarán a alcanzar las metas citadas.

Hemos manifestado en otras ocasiones que el CSN no es un centro investigador y que su misión fundamental es la de fomentar la actividad investigadora de todos aquellos organismos públicos e instituciones privadas, interesados en el progreso tecnológico relacionado con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Este objetivo de planificar y sumar esfuerzos en una misma línea de investigación se puede hoy considerar satisfactoriamente cubierto. Buena prueba de ello es que los proyectos

contemplados en el Plan se llevan a cabo en colaboración tanto con instituciones nacionales, entre las que cabe destacar una buena representación de las universidades españolas, de los centros públicos de investigación, y de los centros médicos investigadores, como con organismos internacionales y entidades y universidades de otros países.

En concreto, hay que resaltar, como hitos relevantes desde la anterior edición del Plan, la firma de acuerdos marco de colaboración de actividades de I+D con Enresa, Enusa y Unesa. El acuerdo con Unesa, firmado en septiembre de 1997, prevé el desarrollo de un Plan Coordinado de Investigación, con una vigencia de cuatro años.

Dado que la investigación en si misma no constituye un fin, sino que es un instrumento, un medio para mejorar nuestras capacidades en la resolución de los problemas que la práctica nos plantea, la difusión de los resultados de la investigación se convierte en tarea prioritaria. El CSN está llevando a cabo diversas actuaciones en este sentido entre las que cabe destacar la publicación de los *Informes sobre Desarrollo Tecnológico en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica* (1996 y 1999), la edición de un informe sobre los frutos de los proyectos de investigación finalizados en 1998, la disponibilidad en la página de Internet del CSN de información sobre los proyectos de investigación en curso, la publicación de monografías con resultados de proyectos específicos y la Jornada anual de I+D.

Confío que este documento sea útil para todos aquellos, técnicos e investigadores, que desde diversas disciplinas impulsan el desarrollo tecnológico en materia de seguridad nuclear y protección radiológica en nuestro país.

Juan Manuel Kindelán

Presidente del Consejo de Seguridad Nuclear

Índice

Antecedentes	7
Objetivos y alcance del Plan	11
Criterios utilizados en la selección de las actividades incluidas en el Plan	15
Organización, difusión y explotación de las actividades de investigación	19
Estructura del Plan	25
Campos de actividad:	
Seguridad Nuclear	29
1. Emplazamiento	31
2. Explotación de instalaciones nucleares	41
2.1. Termohidráulica y neutrónica	43
2.2. Accidentes severos	50
2.3. Análisis del riesgo: fiabilidad y factores humanos	61
2.4. Integridad estructural	75
3. Gestión de residuos radiactivos	87
3.1. Residuos de baja y media actividad	88
3.2. Residuos de alta actividad	95
Protección Radiológica	111
1. Fundamentos biológicos de la protección radiológica ..	114
1.1. Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes en el hombre y en los seres vivos	114
1.1.1. Radiobiología	115
1.1.2. Dosimetría biológica	121
1.2. Epidemiología de las radiaciones ionizantes ..	124
2. Protección radiológica de los trabajadores	127
2.1. Protección radiológica ocupacional	127
2.2. Dosimetría	129
3. Protección radiológica del público y el medio ambiente ..	139

3.1. Impacto radiológico ambiental de la operación de las instalaciones nucleares	139
3.2. Consecuencias radiológicas de los accidentes severos: gestión de emergencias y recuperación ambiental	146
3.3. Radiación natural	152
4. Otros temas	157

Anexos:

1. Presupuesto para proyectos de investigación en 1999 y su distribución por áreas temáticas	161
2. Lista de acrónimos	163
3. Relación de códigos referenciados	167

Antecedentes



Antecedentes

El objetivo fundamental del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es garantizar la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes.

Para poder alcanzar dicho objetivo, la Ley de Creación del CSN le asigna, entre otras, funciones relacionadas con el licenciamiento y control de las instalaciones nucleares y radiactivas. La primera prioridad en el desarrollo de estas funciones es asegurar que los explotadores de las instalaciones tomen las medidas adecuadas para prevenir la ocurrencia de accidentes. También se considera prioritario asegurar que el impacto del funcionamiento normal de las instalaciones sea plenamente aceptable y que, en caso de accidente, existan las medidas adecuadas para limitar sus consecuencias. Para el correcto desarrollo de estas funciones es necesario disponer de la competencia científica y técnica, y poseer los medios adecuados que permitan un estricto control de la seguridad de las instalaciones.

Dado que ha transcurrido cerca de un siglo desde que se descubrieran los peligros de las radiaciones ionizantes, el nivel actual de conocimientos sobre dicho peligro y sobre las formas de protegerse frente al mismo es considerable. Sin embargo, como en cual-

quier otra tecnología con riesgos asociados, es necesario continuar dedicando esfuerzos a ampliar el conocimiento de sus factores contribuyentes esenciales y a optimizar los recursos a emplear en su reducción.

Una de las actividades que contribuye de manera notable a aumentar y mantener el conocimiento y la capacidad tecnológica es la investigación, y a ella dedican un esfuerzo considerable todos los países con un número significativo de instalaciones nucleares. Así mismo, numerosas organizaciones internacionales relacionadas con la seguridad nuclear y protección radiológica cuentan con planes y fomentan la investigación en dichos campos.

Reconociendo la importancia de la investigación en el cumplimiento del objetivo fundamental del CSN, la Ley 14/1999, de 4 de mayo, reasigna al CSN la función de: *“establecer y efectuar el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica”*.

El CSN, desde su creación, ha realizado y fomentado actividades de investigación con sus propios recursos y ha participado en programas tanto nacionales como internacionales. Transcurridos sus primeros años de existencia, en abril de 1987, el CSN publicó su denominado *Plan de Investigación y Desarrollo sobre Seguridad*

Nuclear y Protección Radiológica estableciendo el propósito de someterlo a revisiones periódicas sin necesidad de ediciones sucesivas. De acuerdo con dicho carácter, el CSN ha venido considerando de forma continuada, y en particular al determinar sus presupuestos anuales, la participación, promoción y seguimiento de proyectos de investigación estimados de interés, dando cumplida información al Congreso y al Senado en los sucesivos y preceptivos informes periódicos.

El 5 de enero de 1995, el Pleno del CSN acordó crear una Comisión sobre Tecnología e Investigación y Desarrollo, posteriormente denominada *Comisión de Investigación y Política Tecnológica*, encargada del análisis de los diversos aspectos del desarrollo tecnológico relativo a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, así como de la elaboración de un nuevo programa de investigación y del seguimiento de sus resultados. Así se inició la redacción de un Plan de Investigación Quinquenal, para el período 1996-2000, revisable a la vista del conocimiento de la situación en dichas

materias y de las necesidades surgidas de la experiencia de explotación de las instalaciones, la situación y tendencias internacionales y, sobre todo, las evaluaciones que se llevan a cabo en el desarrollo de las tareas cotidianas de licenciamiento y control de las instalaciones.

Tras una primera revisión del Plan, en la línea marcada inicialmente, la presente edición constituye su segunda revisión. Se ha llevado a cabo con las consideraciones antes indicadas, gran parte de las cuales se han plasmado en el denominado "Informe sobre el desarrollo tecnológico en seguridad nuclear y protección radiológica", cuya revisión ha sido efectuada recientemente. Cabe también apuntar que su elaboración ha venido influenciada, en gran medida, por el establecimiento de un Convenio Marco de Colaboración con el Sector Eléctrico Nacional, firmado el 22 de septiembre de 1997, en virtud del cual se marcan mecanismos de planificación, seguimiento y coordinación de proyectos de interés mutuo que constituyen el denominado *Plan Coordinado de Investigación*.

Objetivos y alcance del Plan



Objetivos y alcance del Plan

Los objetivos esenciales del plan son definir, programar, controlar, aplicar resultados y fomentar las actividades de investigación que sean necesarias para alcanzar de la manera más eficaz posible el fin fundamental del CSN: garantizar la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes.

Se ha de reconocer que la investigación sobre seguridad nuclear y protección radiológica, en especial la patrocinada o realizada por las instituciones reguladoras, como el CSN, no tienen el carácter industrial y de desarrollo de otras investigaciones. En realidad no se llevan a cabo para desarrollar nuevos productos o nuevos procedimientos de fabricación. La investigación que importa en este caso tiene como objetivos fundamentales la verificación y confirmación de que la seguridad de las instalaciones no esté comprometida y que está asegurada la protección radiológica de las personas y del medio ambiente. También tiene como objetivo el conocimiento preciso de los fenómenos asociados a circunstancias extraordinarias, que pueden ocurrir en las instalaciones, con el fin de evitarlas o reducir sus consecuencias. El conocimiento preciso de los mecanismos a través de los cuales las radiaciones ionizantes producen daños, tan-

to en los tejidos biológicos como en los materiales inertes, sirve también para el establecimiento de mejores medidas de protección. No obstante, a pesar de este distinto objetivo, la investigación que se comenta puede originar también productos y tecnologías de aplicación industrial, tanto fuera como dentro del campo nuclear, que deben ser explotados, si conviene.

El plan sólo incluye actividades en las que existe una cooperación, promoción o financiación del CSN o realizadas por su propio personal. El plan no es exhaustivo, ya que no incluye todas las posibles actividades de investigación relacionadas con la seguridad nuclear y protección radiológica realizadas por otras instituciones, pero sí se ha tratado de que incluya las que actualmente son más relevantes para el trabajo del CSN.

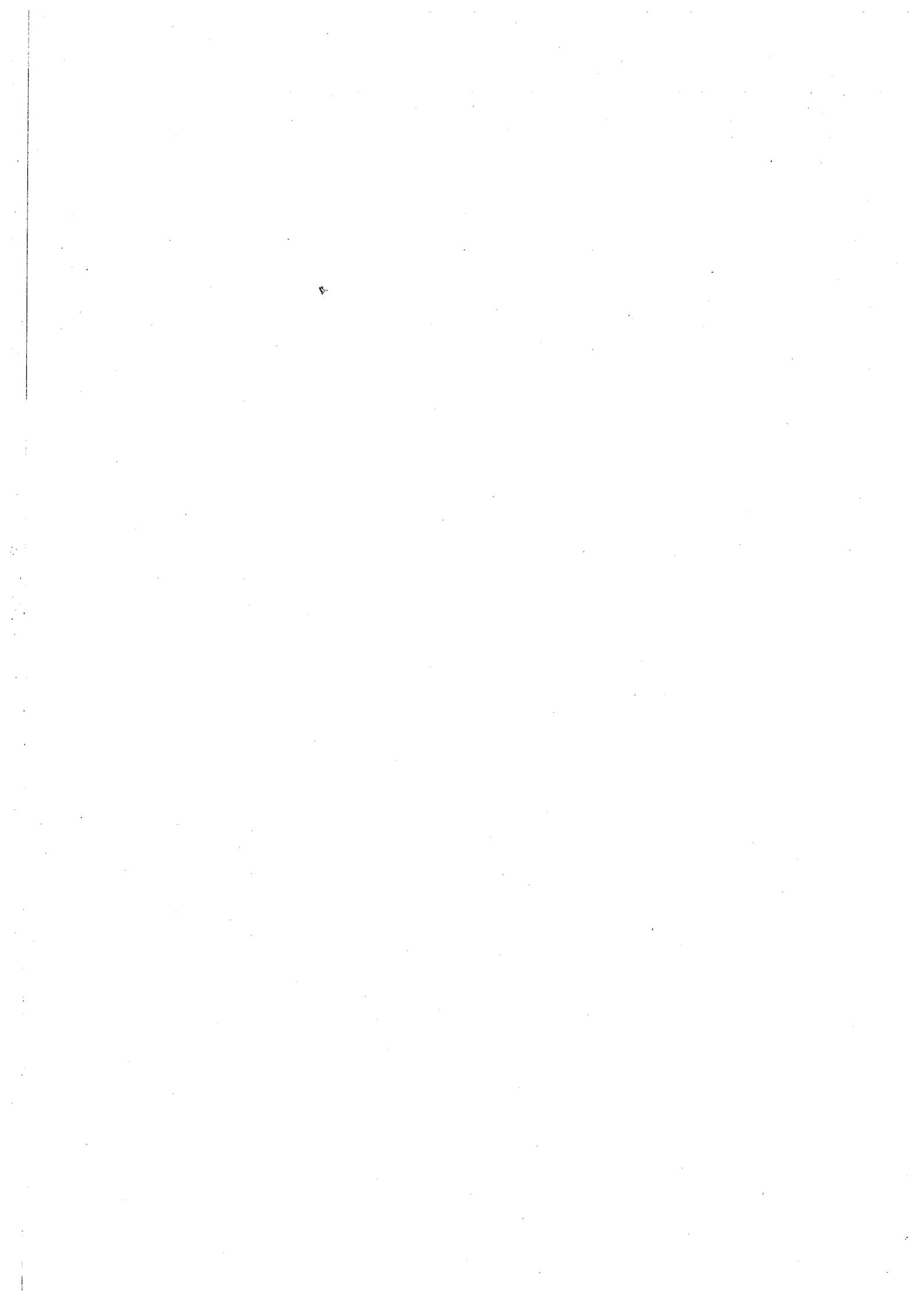
Existen múltiples necesidades de investigación que son comunes a los países con instalaciones nucleares y radiactivas, por lo que sería un uso irracional de los escasos recursos disponibles el pretender desarrollar actividades de investigación de manera aislada. Por ello el plan incluye la realización de muchas actividades en colaboración con otros países o con organizaciones internacionales, cabiendo destacar los planes de investigación de la *Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico* (OCDE) y

de la *Unión Europea* (UE), así como los realizados a través de un convenio de colaboración con la *Comisión Reguladora de los EE UU* (USNRC).

De hecho es tan abundante el desarrollo tecnológico que se produce a nivel internacional que ya solamente la asimilación de dicho desarrollo constituye un reto significativo para el CSN. De aquí que muchas actividades de investigación del presente plan tengan como objetivo fundamental la asimilación de nuevas tecnologías, herramientas, métodos, procedimientos y entrenamiento de personal, entre otros aspectos.

Es importante resaltar que se trata de un plan abierto a los comentarios o propuestas de cualquier organización (explotadores, centros de investigación, universidades, empresas y otras instituciones) interesada en la seguridad nuclear y protección radiológica, y que en base a dichos comentarios o propuestas podrán incorporarse al plan nuevas actividades en sus sucesivas revisiones. También es un plan abierto, en el sentido de que es posible, a petición de cualquier organización interesada, incorporarse a las actividades previstas en el plan, así como, con ciertas condiciones, disponer de acceso a los resultados de los proyectos realizados.

**Crterios utilizados
en la seleccin de las
actividades incluidas
en el Plan**



Criterios utilizados en la selección de las actividades incluidas en el Plan

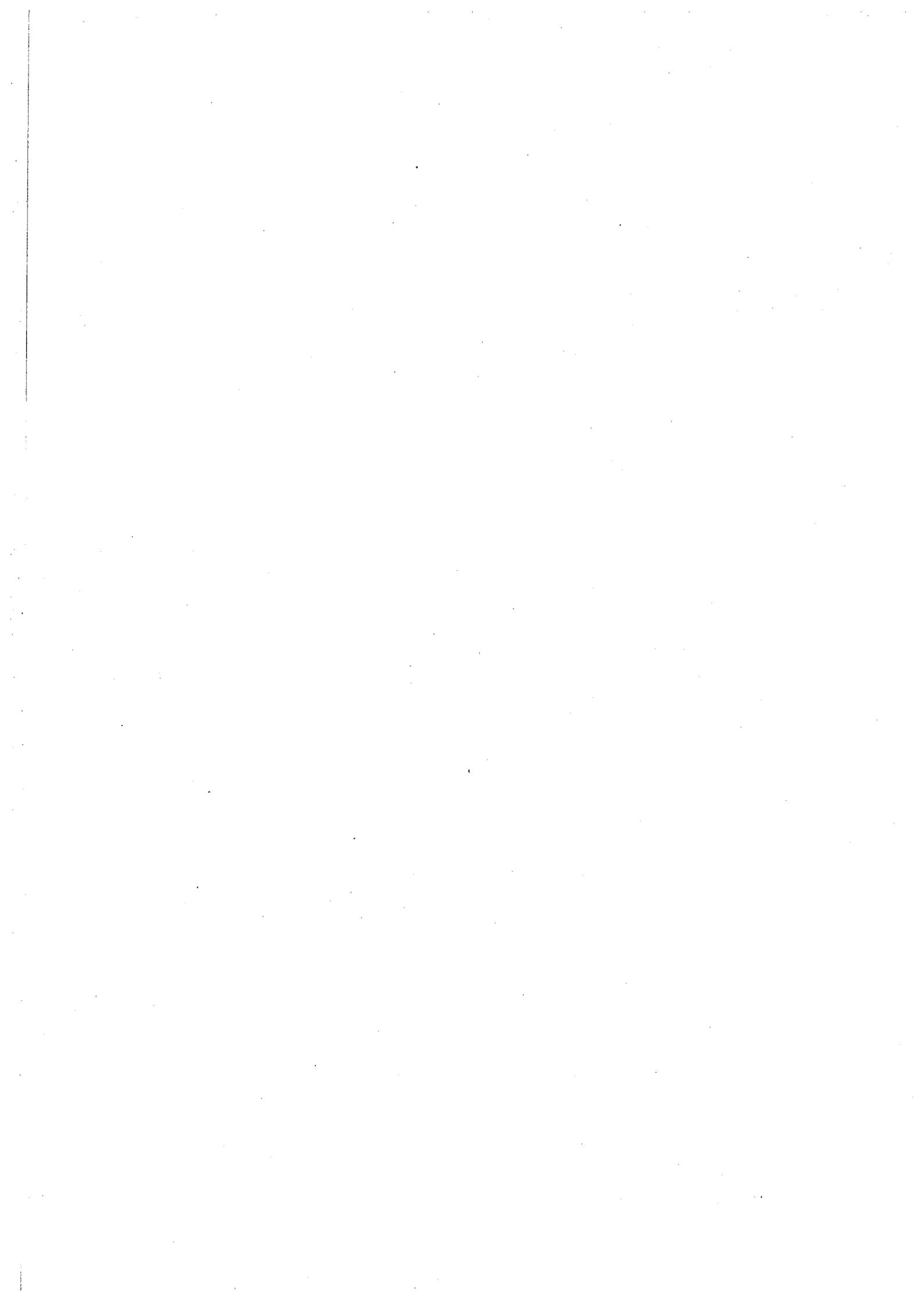
En la selección de las actividades de investigación incluidas en el presente plan se han utilizado los siguientes criterios, relacionados por orden de importancia decreciente:

- a) Programas que permitan al personal del CSN actualizarse en conocimientos y herramientas esenciales en las tareas de licenciamiento y control de las instalaciones y en la gestión de intervenciones. Se puede conseguir así una capacidad técnica independiente de la de los explotadores de las instalaciones, fundamental para realizar los trabajos de licenciamiento y control con las máximas garantías.
- b) Programas que aporten conocimientos o herramientas esenciales para el trabajo de los propietarios de las instalaciones para garantizar la operación segura de las mismas. Dados los objetivos comunes al CSN y a los explotadores de las instalaciones, aunque con distintas funciones y responsabilidades, existen temas en los que es conveniente la participación.
- c) Programas que favorezcan actividades de investigación en centros, universida-

des e instituciones nacionales, a través de los correspondientes convenios, y que fomenten la formación de especialistas contribuyendo así a mantener la capacidad tecnológica precisa en estos campos.

Así mismo se ha tenido en cuenta el efecto multiplicador que tiene el participar en programas de investigación multilaterales, por lo que, en lo posible, las actividades de este plan, en lugar de abordarse en solitario, se hacen participando en planes de investigación en los que existen otros participantes nacionales o extranjeros, con lo cual la rentabilidad de los recursos invertidos es mucho más alta. Se considera esencial, en este sentido, la participación, en calidad de socios, en las actividades de investigación en el campo de la seguridad nuclear y de la protección radiológica de la UE, con especial referencia a su V Programa Marco; para conseguir optimizar el coste de las actividades de investigación e impulsar la participación de instituciones españolas en el programa comunitario, el CSN continuará la política de cofinanciación de aquellos proyectos que sean aprobados por el Programa, siempre que sus objetivos sean interesantes para esta institución, con la condición de tener libre acceso a los resultados, y dentro de las posibilidades presupuestarias.

**Organización,
difusión y explotación
de las actividades de
investigación**



Organización, difusión y explotación de las actividades de investigación

El éxito de un plan de investigación depende de la selección de temas a investigar, del control ejercido durante el desarrollo de cada tema y de la difusión y explotación de los resultados obtenidos. En el establecimiento del Plan se ha prestado atención a cada uno de los tres aspectos anteriores.

Las subdirecciones generales técnicas del CSN disponen de cauces administrativos para definir y especificar aquellos temas de investigación que sean necesarios para el desarrollo de sus funciones, o que la experiencia, el desarrollo tecnológico o la situación internacional aconsejen llevar a cabo. Además, la *Subdirección General de Tecnología Nuclear* y la *Subdirección General de Protección Radiológica* tienen la misión específica de analizar la situación y proporcionar ideas y detalles para la prevista revisión anual del Plan. Finalmente, la *Comisión de Investigación y Política Tecnológica* tiene la misión de formular la correspondiente propuesta de revisión del Plan para su aprobación formal, en base a la información suministrada por las subdirecciones generales y a la vista de los informes elaborados.

La mayor parte de los proyectos de investigación contemplados en el Plan serán ejecu-

tados por organizaciones contratadas de acuerdo con la normativa vigente y la práctica ya establecida. El control técnico se encarga a Areas específicas de las Subdirecciones Generales de Tecnología Nuclear y Protección Radiológica. En el caso de proyectos de investigación especialmente significativos o multiinstitucionales se nombrará un coordinador específico, quien se encargará del seguimiento de las actividades del proyecto con la misión fundamental de verificar que se alcanzan los objetivos previstos.

El desarrollo de las actividades del Plan debe derivar en la obtención de resultados certeros, y en que éstos sean difundidos entre el mayor colectivo posible de profesionales interesados y explotados en beneficio de la seguridad de las instalaciones y de la protección radiológica de las personas y del medio ambiente. Para la difusión se prevén las siguientes actuaciones:

- a) Confección y publicación de *Informes técnicos*. Estos podrían tener un carácter parcial, dando cuenta de los avances conseguidos en el desarrollo de las actividades de los programas, pero serán los informes finales los que constituyan el procedimiento habitual de diseminación de los logros conseguidos. El contenido de estos informes sólo estará sometido a limitaciones cuando otros posibles socios así lo requieran.

- b) Celebración de *Jornadas técnicas* sobre aspectos específicos y de naturaleza global. Estas manifestaciones permitirán también divulgar los aspectos tecnológicos implicados en el desarrollo de los proyectos y tienen la particularidad de posibilitar el intercambio directo de ideas que hagan más fructífero el aprovechamiento de los resultados.
- c) Del avance de cada proyecto se continuará dando cumplida cuenta en los *Informes periódicos* al Congreso y al Senado. Las áreas específicas implicadas, así como los coordinadores, deberán elaborar periódicamente un resumen del estado de avance para la inclusión en dichos informes.

La utilización y explotación de los resultados de la investigación merece una consideración especial y no sólo afecta al propio CSN, sino también a los titulares de las distintas instituciones, así como a compañías de servicio, ingenierías, fabricantes y suministradores. El CSN utilizará los resultados de la investigación para mejorar sus propios procedimientos y herramientas de evaluación e inspección, así como para la redacción y propuesta de normativa específica, aparte el mantenimiento de expertos y el acceso a instalaciones necesarias para hacer frente a eventualidades, incidentes o situaciones inesperadas que pudieran surgir

durante la explotación de las instalaciones. A tal fin se han previsto las siguientes medidas:

- a) Desde las primeras etapas de definición de un proyecto se cuenta con las necesidades de los futuros usuarios y a ellos se hacen llegar los resultados con prontitud.
- b) La estructura administrativa de la Dirección Técnica del CSN incluye procedimientos que tienen como objetivo utilizar y explotar los frutos de la investigación por todas las Unidades implicadas.
- c) El propio CSN ejerce un control sobre la explotación de los resultados de la investigación a través de la labor de seguimiento que ha encomendado a su *Comisión de Investigación y Política Tecnológica*.
- d) Uno de los frutos frecuentemente esperados del Plan es el desarrollo y validación de herramientas informáticas de simulación del comportamiento anormal y accidental de las instalaciones, los llamados códigos de cálculo. Siempre que sea apropiado, el CSN cederá a los interesados estas herramientas. Cuando la propiedad no sea exclusiva del CSN, la transmisión se hará con consentimiento previo del propietario o copropietario y

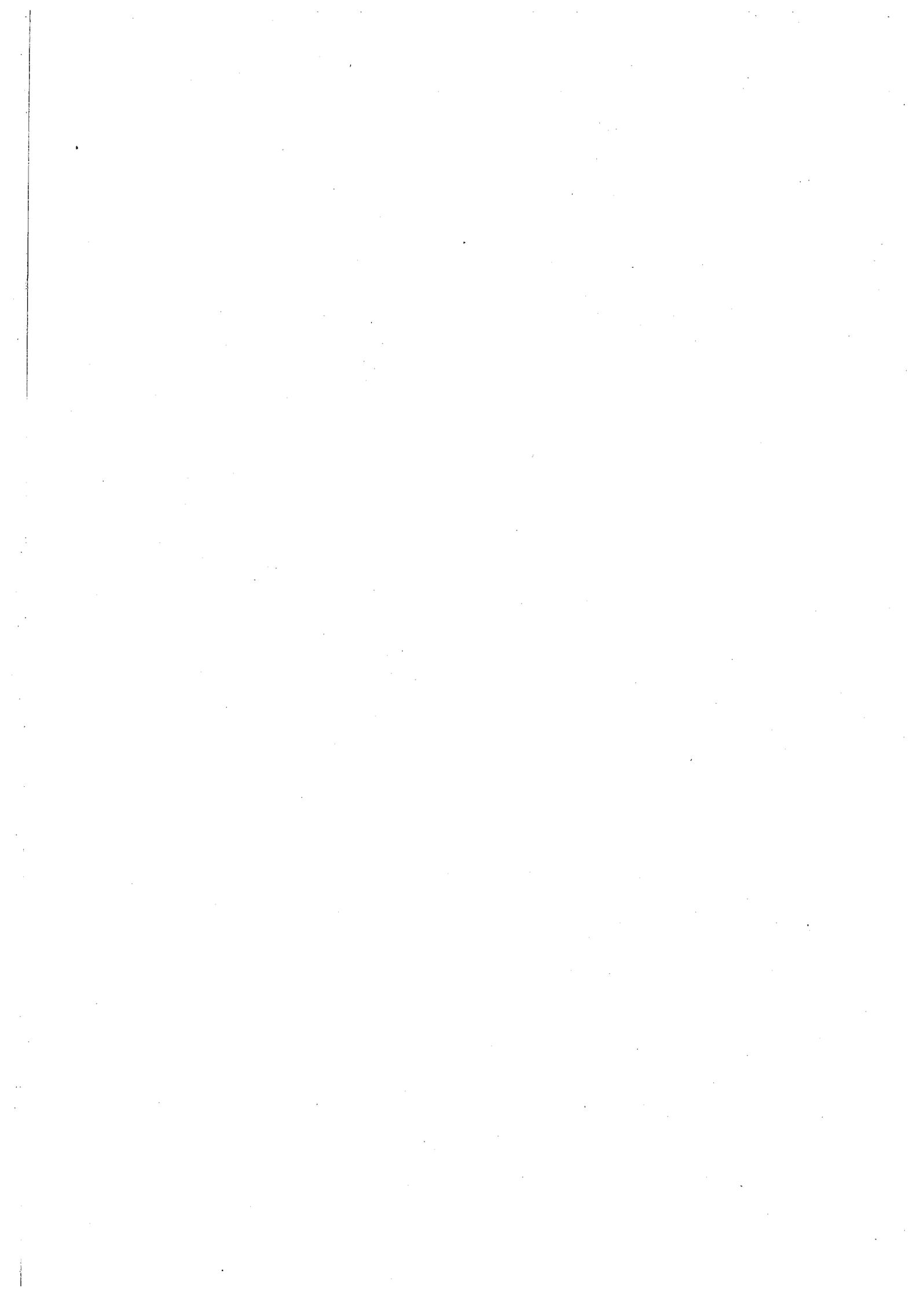
respetando las condiciones limitativas que correspondan.

- e) El CSN no está facultado para la explotación comercial de los frutos de la investigación; sin embargo, favorecerá tal explotación en aquellos casos en los que sea posible y conveniente.

Abundando en el aspecto de la difusión de actividades y resultados de los programas de

investigación, merece señalar la celebración continuada de una Jornada sobre la marcha del Plan, a finales de cada año; el mantenimiento de dos reuniones semestrales de los participantes en los grupos de trabajo del CSNI, también de carácter periódico, y la elaboración de un Informe Anual que recoge los resultados o productos obtenidos de los proyectos finalizados durante el año anterior, así como los beneficios obtenidos o que cabe esperar de los mismos.

Estructura del Plan



Estructura del Plan

El Plan se estructura en dos grandes campos de actividad, a saber:

- Seguridad Nuclear.
- Protección Radiológica.

El campo de la Seguridad Nuclear incluye tres líneas de investigación:

- Emplazamientos.
- Explotación de instalaciones nucleares.
- Gestión de residuos radiactivos.

El campo de la Protección Radiológica incluye también tres líneas de investigación:

- Fundamentos biológicos de la Protección Radiológica.
- Protección Radiológica de los trabajadores.
- Protección Radiológica del público y el medio ambiente

En algunas de estas líneas se pueden distinguir, a su vez, áreas temáticas de investigación.

En cada una de las líneas o áreas de investigación, según los casos, se aporta la siguiente información:

- Una breve explicación de la naturaleza de dicha disciplina, resaltando las razones de su inclusión en el Plan.
- Una relación de temas o actividades genéricas previstas como objeto de interés,

teniendo en cuenta el desarrollo del funcionamiento de las instalaciones del país y las acciones de investigación emprendidas en el concierto internacional.

- Un listado de acciones consideradas que, respondiendo a la temática antes señalada, conforman específicamente la parte esencial del Plan. Se distinguen aquí:

a) *Proyectos de investigación*. Para cada proyecto se identifican los objetivos fundamentales y las tareas previstas.

b) *Acuerdos*. Cuando un proyecto de investigación es parte de un acuerdo con otras organizaciones nacionales o extranjeras, dichos acuerdos se listan en este apartado.

c) *Actividades de cooperación*. En este concepto se listan actividades que no son parte de un proyecto específico de investigación del CSN y de las que, por lo tanto, tampoco existen acuerdos, pero que son normalmente resultado de la participación en Grupos de Trabajo de organizaciones internacionales.

d) *Tareas adicionales*. Se incluyen aquí otras actividades de investigación no incluidas en los apartados anteriores por su menor envergadura o por no haber alcanzado aún el grado de definición requerido.

- Una descripción de cada una de las acciones consideradas identificadas en los cuatro grupos antes mencionados.

El grado de información suministrado en cada una de las acciones contempladas no es comparable, ya que el Plan considera, al mismo tiempo, acciones bien definidas, a realizar en los meses más o menos próximos y otras, a veces simplemente enunciadas, que requieren mayor precisión y, por

ello, serán objeto de particular atención en futuras revisiones. De igual forma, en los casos más inmediatos, ya se han seleccionado los agentes que llevarán a cabo la investigación prevista, mientras que en otros, tal participación está abierta a los interesados.

Seguridad Nuclear:

- **Emplazamientos**
- **Explotación de instalaciones nucleares**
- **Gestión de residuos radiactivos**



1. Emplazamientos

La mayor parte de los proyectos de investigación sobre emplazamientos se orientan hacia el desarrollo de técnicas y metodologías que den lugar al mejor conocimiento de aquellos parámetros que afectan al diseño de las instalaciones, o a su impacto sobre el medio ambiente, y sobre los cuales hay mayor incertidumbre, como sucede con los que afectan al diseño sísmico de las instalaciones nucleares o a la dispersión de efluentes. Otros programas tratan de desarrollar metodologías que faciliten la caracterización del medio físico, hidrológico e hidrogeológico, utilizando técnicas no destructivas, como requieren, por ejemplo, los almacenamientos de residuos. Por último, también se incluyen programas cuya finalidad es medir y cartografiar la radiación gamma natural del suelo en las distintas regiones españolas, en función de la tasa de exposición (gamma natural) y de la naturaleza geológica.

Por otra parte, dentro de los planes de actuación que lleva a cabo ENRESA, se ha abordado por ésta la puesta a punto de metodologías conceptuales, instrumentales y numéricas para la caracterización de emplazamientos de almacenes de residuos de alta actividad. Con el fin de realizar un uso óptimo de los recursos científicos y tecnológicos disponibles por ambos organismos,

el CSN y Enresa han suscrito un convenio marco de colaboración para intercambiar información de interés mutuo y mejor coordinar sus planes y proyectos de investigación. En esta línea de colaboración, las áreas técnicas consideradas en el ámbito de los emplazamientos son, en principio, paleoclimatología, sismología e hidrogeología.

Los parámetros geológico-sismológicos, geomecánicos y de dispersión hidrológica e hidrogeológica de contaminantes seguirán siendo objeto de investigación para mejorar el conocimiento y la evaluación del comportamiento del emplazamiento, así como su modelación. Son también objetivos de la actividad investigadora el desarrollo e implantación de técnicas y metodologías de evaluación del emplazamiento como barrera a largo plazo, el conocimiento de los procesos que influyen en el diseño de instalaciones nucleares y que regulan el comportamiento de las mismas, y la aplicación de metodologías de cálculo y evaluación.

Las circunstancias actuales de nuestro país aconsejan prestar particular atención a los estudios de emplazamiento en relación con el almacenamiento de residuos radiactivos, ya que es el propio emplazamiento el que constituirá la barrera final frente a la incorporación de radionucleidos al medio ambiente. A este respecto, se plantea como

objetivo general la predicción del comportamiento a largo plazo de la barrera geológica. Para ello es esencial el análisis de las características geofísicas, hidrogeológicas y geomecánicas de las rocas implicadas (gra-

níticas, arcillosas o salinas), el desarrollo de modelos de flujo y transporte reactivo de aguas subterráneas, el desarrollo de modelos termo-hidro-mecánicos y el estudio de análogos naturales.

Previsión de actividades

Las actividades previstas próximamente en este área de *emplazamientos* se concretan en las siguientes:

- Desarrollo de técnicas y metodologías de evaluación de aquellos parámetros geológicos y sísmicos que afectan al diseño y comportamiento a largo plazo de instalaciones nucleares.
- Desarrollo de técnicas y metodologías de evaluación de aquellos parámetros hidrológicos, hidrogeológicos e hidrogeoquímicos que regulan el comportamiento del medio geológico y la dispersión de radionucleidos en distintas escalas temporales.
- Desarrollo del mapa de radiación gamma natural de España.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación
 - HIDROBAP-2
 - PRIOR
 - DATACIÓN
 - PETRA
 - TRACER
 - MARNA - 3
- Acuerdos:
 - CSN - Enresa - UPM
(Véase Proyecto HIDROBAP-2)
 - CSN - Enresa - UCM
(Véase Proyecto PRIOR)
 - CSN - Enresa - UB
(Ver Proyecto DATACIÓN)
 - CSN - Enresa - Ciemat - UPM (Véase Proyecto PETRA)
 - CSN - UCM - CEDEX
(Ver Proyecto TRACER)
 - CSN - Enusa
(Ver Proyecto Marna - 3)
- Tareas adicionales

Proyecto HIDROBAP-2

El proyecto HIDROBAP (Hidrogeología en Medios de Baja Permeabilidad), recientemente finalizado, ha desarrollado diversas herramientas informáticas que suponen el acoplamiento de diferentes técnicas de caracterización (estructurales, petrológicas, geoquímicas e hidrogeológicas) para la elaboración de un modelo de comportamiento hidrogeológico de un medio fracturado.

Al objeto de aplicar la metodología desarrollada en distintas zonas para contrastar su eficacia, sirviendo de apoyo a otras metodologías tradicionales en el tipo de rocas considerado, se ha puesto en marcha una segunda fase, conocida como HIDROBAP-2, que incluirá la modelación del efecto originado por las variaciones del campo de esfuerzos del macizo rocoso sobre el flujo de aguas subterráneas (efecto hidro-mecánico).

Se determinarán los efectos que sobre la apertura y cierre de las fallas producen los terremotos, estableciendo la evolución futura del flujo de agua subterránea hacia la

superficie. Para ello se modelará el esquema de esfuerzos del macizo rocoso y se considerará como un campo potencial de presiones, que se opondrá o se sumará al campo de presiones originado por el gradiente hidráulico existente en la zona. Se pretende así determinar la evolución futura del esquema del flujo del agua subterránea en medios fracturados.

La metodología podrá aplicarse a los estudios de seguridad de las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos, ya sean en profundidad (AGP) o en superficie, incluyendo la clausura de minas y de los estériles uraníferos.

El equipo de trabajo es el mismo que en HIDROBAP. Su coordinación técnica corre a cargo del Departamento de Matemática Aplicada y Métodos Informáticos de la ETS de Ingenieros de Minas de la UPM. Asimismo se cuenta con la Facultad de Ciencias Geológicas de la UCM, de la ETS de Ingenieros de Caminos, Canales y Puertos de la UPC y de un especialista en análisis de incertidumbres y simulación de campos de fracturas, de la UPV.

Proyecto PRIOR

El proyecto SHISTO 2-SIGMA, ya finalizado, ha permitido mejorar el conocimiento sobre las zonaciones sismotectónicas de la Península Ibérica mediante el estudio de deformaciones y del campo de esfuerzos. En efecto, se ha desarrollado una metodología para la determinación del estado de esfuerzos reciente y actual, elaborando un procedimiento uniforme en el análisis de poblaciones de fallas y mecanismos focales para determinar la evolución del campo de esfuerzos en el tiempo.

El objetivo que se plantea ahora con el proyecto PRIOR es la localización y caracterización de estructuras tectónicas que pueden experimentar movimientos bajo el campo de esfuerzos deducido. Ello se traduce en la realización de una cartografía regional de fallas susceptibles de producir sismos relevantes para la seguridad nuclear de futuros almacenamientos de residuos radiactivos y de otras instalaciones nucleares. Además, se analizará la

información referente a tasas de levantamiento o hundimiento que puede obtenerse mediante estudios de carácter global, geomorfológicos, geodésicos e incluso petrológicos, para determinar la velocidad de deformación y la frecuencia de sismos, cuestión fundamental para evaluar el potencial sísmico de una estructura determinada.

Los resultados de este proyecto se sintetizarán mediante la elaboración de dos mapas, a escala 1/1.000.000:

- a) Mapa de *Fallas de Primer Orden* (las que afectan a toda la *Corteza Superior*) ; y
- b) Mapa de *Fallas potencialmente Activas* (aquellas que han experimentado movimientos en época reciente según han puesto en evidencia estudios paleosísmicos o registros instrumentales).

El proyecto se desarrollará gracias a un acuerdo específico de colaboración entre el CSN, Enresa y UCM. Ésta última coordina las actividades del proyecto a través de su Departamento de Geodinámica.

Proyecto DATACIÓN

El objetivo global del proyecto DATACIÓN es determinar estructuras geológicas responsables de eventos paleosísmicos fuertes que hayan causado escarpes de falla y datar dichos eventos con la mayor exactitud posible. Se conseguirá reducir así la incertidumbre asociada a los datos necesarios en el análisis de la peligrosidad sísmica de áreas sísmicamente moderadas, en las que no se han producido eventos catastróficos durante los períodos histórico e instrumental.

La metodología a aplicar consiste en:

- a) analizar en detalle la geomorfología y las evidencias neotectónicas de los escarpes de falla y correlacionarlas con la actividad sísmica reciente;
- b) realizar cortes perpendiculares a dichos escarpes, mediante la excavación de trincheras, para identificar estructuras tectónicas asociadas a paleosismos y establecer relaciones estructura-estratigrafía-geomorfología; y
- c) datar aquellos horizontes estratigráficos que acoten en el tiempo las evidencias geológicas anteriores asociadas a los paleosismos reconocidos.

Desde el punto de vista práctico, el proyecto se desarrolla en la falla del Camp de Tarragona como estructura geológica de interés y se ha elegido como escarpe de estudio el marcado por su traza entre la ciudad de

Mont Roig y el emplazamiento de la central nuclear Vandellós II. Junto a la metodología expuesta, el proyecto incide especialmente en los métodos de muestreo y en los de análisis de las muestras a datar, mediante colaboración con los técnicos de los laboratorios de datación, habida cuenta de la dificultad existente en el área mediterránea para lograr dataciones fiables de caliches.

Fruto de todo ello será la puesta a punto de metodologías de trabajo adecuadas para el análisis de la paleosismicidad en escarpes de falla y también para obtener dataciones fiables en caliches mediterráneos, además de lograr la formación especializada de un equipo de investigación multidisciplinar en la aplicación de estas metodologías.

El proyecto se desarrolla desde finales de 1996 gracias a un acuerdo de colaboración entre el CSN, Enresa y el Departamento de Geología Dinámica, Geofísica y Paleontología de la Universidad de Barcelona. Asimismo, la central nuclear Vandellós II contribuye al desarrollo de este proyecto, aportando recursos para la adquisición de equipos de precisión, topográficos e informáticos, necesarios en los trabajos de campo. En la etapa final del proyecto, se están poniendo de manifiesto las expectativas previstas, por lo que ya cabe planear la aplicación del producto validado a los distintos emplazamientos nucleares de la geografía nacional.

Proyecto PETRA

El interés del CSN y de Enresa en la realización de un proyecto de investigación cuya finalidad es desarrollar, adaptar y verificar modelos numéricos como herramienta analítica para el estudio de procesos acoplados de transporte reactivo de radionucleidos en medios rocosos naturales a varias escalas, ha llevado a ambas instituciones a formalizar un acuerdo específico junto con el Ciemat y la UPM, favoreciendo así la formación y mantenimiento de un grupo de especialistas nacionales en esta área de conocimiento.

El proyecto, actualmente en curso, trata de desarrollar algoritmos numéricos e incorporarlos a un programa de cálculo con el fin de resolver, de forma acoplada, la ecua-

ción de transporte de contaminantes y las reacciones de éstos con la roca huésped, a través de la que lentamente fluyen, y con otras aguas del entorno.

La aplicabilidad prevista es muy amplia ya que comprende el estudio del comportamiento de la barrera de arcilla de un AGP (escala local), el estudio del comportamiento de formaciones geológicas de baja permeabilidad como barreras para la migración de radionucleidos (escala intermedia) y el estudio de la migración, a través de formaciones permeables, de radionucleidos y otros contaminantes provenientes de fábricas de concentrados e instalaciones de minería, tratamiento y almacenamiento de compuestos radiactivos, hasta la biosfera (escalas local, intermedia y regional).

Proyecto TRACER

Consiste en la adaptación y calibración, para los ríos y embalses situados aguas abajo de las centrales nucleares españolas, de un código para el cálculo de concentraciones, en tiempo real, de radisótopos contenidos en vertidos líquidos accidentales, en aguas superficiales (CORVEL). Se desarrolla con la asistencia del Departamento de Ingeniería Química de la UCM y el Centro de Estudios y Experimentación del Ministerio de Fomento (Cedex) que tienen amplios conocimientos en hidrología, hidráulica y modelos de dispersión, así como probada experiencia en el uso de trazadores y en el manejo de equipos de campo.

El desarrollo del proyecto contempla tres grandes grupos de actividades:

- a) caracterización hidrológica e hidráulica de los sistemas hidrológicos españoles objeto de estudio (en los ríos Tajo, Ebro y Júcar);
- b) realización de medidas de campo en dichos tramos; y
- c) calibración propiamente dicha del código CORVEL, adaptándolo específicamente a los tramos de los sistemas hidrológicos estudiados. El resultado de tales actividades supondrá dotar al CSN de una herramienta operativa y fiable de predicción de la dispersión de contaminantes radiactivos tras

un hipotético escape incontrolado de una instalación a las aguas superficiales cercanas a la misma.

La consecución de los objetivos del proyecto TRACER representará un avance significativo en relación con el estado actual de la técnica, pues la calibración de un código de dispersión de contaminantes, a través de medidas de campo que engloben tanto a los tramos de río como a los embalses enlazados, no se ha realizado hasta el momento en España para vertidos de corta duración. La base de datos interactiva del CORVEL contendrá una caracterización completa del medio hidrológico en que se encuentren ubicadas las centrales nucleares españolas; se actualizará periódicamente para adaptarse a la evolución natural de los sistemas hidrológicos y permitirá la ejecución del código por usuarios no necesariamente expertos en temas de dispersión de contaminantes.

El proyecto está estrechamente relacionado con las iniciativas recomendadas dentro del sistema RODOS, un sistema de ayuda a la toma de decisiones para la gestión de las emergencias fuera de las instalaciones, promovido en el seno del Programa de Seguridad de la Fisión Nuclear de la Unión Europea.

Proyecto MARNA-3

Desde hace algún tiempo el CSN tiene en consideración la confección de un Mapa de Radiación Gamma Natural de España que satisfaga la necesidad de conocer los niveles de radiación natural para su utilización en numerosos estudios, entre los que destacan los relacionados con el conocimiento de los efectos de dosis bajas de radiación. Este tipo de iniciativas ha sido alentado desde el principio por el OIEA y la UE, quienes incluyen entre sus objetivos científicos y tecnológicos mejorar el conocimiento y cuantificar el riesgo global asociado a la radiactividad natural. Además, el proyecto MARNA contribuye a la realización del Atlas de Radiación Natural de Europa promovido por la Comisión de las Comunidades Europeas.

El impulso definitivo para acometer el proyecto estuvo en la abundante y provechosa información resultante de la exploración e investigación de uranio llevadas a cabo primero por la JEN y después por Enusa. Hasta el presente se han desarrollado y completado dos etapas del proyecto, el MARNA y el MARNA-2. Ambas se han realizado a partir de un acuerdo CSN-Enusa, quien posee fondos documentales, experiencia y tecnología para llevar a cabo el proyecto. Además,

han colaborado las universidades de Extremadura y Salamanca.

Como resultado de las etapas concluidas del proyecto MARNA se dispone de un mapa de la España peninsular a escala 1/1.000.000, de mapas a escala 1/200.000 de las comunidades autónomas de Extremadura y Castilla-León, y también de mapas a la misma escala de 90.000 km² más exteriores a las citadas comunidades. Con todo ello se ha reunido información detallada, próxima a un dato por km², sobre una superficie aproximada de 220.000 km² del territorio nacional. Asimismo, se ha llevado a cabo una importante labor divulgativa de los resultados a través de aplicaciones y de los diferentes medios de comunicación.

El Proyecto MARNA-3, tercera etapa de desarrollo del mapa de radiación natural, amplía en una extensión de 160.000 km² la extensión de cobertura del proyecto a escala 1/200.000 más allá de las áreas ya realizadas y contempla, además, la necesaria mejora en los sistemas y medios de consulta de la información obtenida. La realización de esta nueva etapa está en curso gracias, también, al establecimiento de un nuevo acuerdo CSN-Enusa y la colaboración de otras entidades públicas, especialmente las universidades de las distintas regiones.

Tareas adicionales

- Determinación detallada de los parámetros de la fuente sísmica, especialmente profundidad hipocentral, momento sísmico, caída de esfuerzos estáticos, esfuerzos aparentes y radio de la fuente, sobre todo en aquellas zonas en las que el nivel de actividad sísmica o el posible emplazamiento de instalaciones críticas recomienda un mayor conocimiento de las fuentes sismogénicas
- Gestión y análisis de acelerogramas, desarrollando modularmente aplicaciones informáticas para el tratamiento de la colección de acelerogramas disponible en el CSN.
- Evaluación de la magnitud de los terremotos históricos ocurridos en la Península Ibérica que dispongan de mapas de isosistas, comparando resultados obtenidos con diferentes metodologías.
- Determinación de las características del movimiento sísmico en estructuras geológicas profundas, considerando sus diferentes tipos y propiedades.
- Análisis de procesos hidrogeoquímicos en la migración de radionucleidos. Aplicación a análogos naturales. Utilización de modelos hidrogeoquímicos.
- Modelización numérica de procesos acoplados termohidráulicos que condiciona el flujo y transporte de radionucleidos, con aplicaciones relacionadas con almacenamientos de residuos radiactivos.
- Modelización hidrogeoquímica de medios graníticos y arcillosos, analizando los procesos físico-químicos y parámetros principales relacionados con el transporte de radionucleidos y su aplicación a emplazamientos para el almacenamiento geológico.

2. Explotación de instalaciones nucleares

La comprobación de que las instalaciones nucleares alcanzan y mantienen el nivel de seguridad requerido se hace en base a la realización de un *análisis de seguridad*; estos análisis de seguridad, que inicialmente eran deterministas, se van completando con otros de tipo probabilista, que comprende las siguientes actividades:

- Identificación de los sucesos iniciadores, generados tanto interna como externamente, que puedan afectar a la instalación, a los que ésta deberá responder sin que las variables significativas del proceso superen los límites establecidos.
- Identificación de las condiciones de funcionamiento más limitativas, aceptables habitualmente, que establecen las condiciones de partida de la instalación cuando se produce un suceso iniciador.
- Definición de las capacidades de los sistemas de protección y seguridad y de los operadores para responder a los sucesos iniciadores antes indicados.
- Determinación de la respuesta esperada de la instalación en cada secuencia accidental, utilizando un modelo que simule su comportamiento.
- Comparación de la respuesta esperada con los criterios de aceptación. Si no se cumplieran dichos criterios sería necesario modificar las condiciones de funcionamiento limitativas o las capacidades de sistemas y entrenamiento de los operadores.
- Fijación de condiciones sobre la operación y la configuración que preservan las hipótesis del análisis anterior, por lo que las actividades en esta línea de investigación están orientadas a mejorar dichos análisis por medio de:
 - Una profundización en la comprensión de los fenómenos que se producen durante las secuencias accidentales, con énfasis especial en las más graves. Para ello es necesario revisar los resultados de ensayos experimentales o de la experiencia operativa existente.
 - Un mejor conocimiento de los fenómenos que puedan degradar equipos o estructuras (envejecimiento), causando sucesos iniciadores o contribuyendo a agravar la respuesta de la instalación ante la ocurrencia de los mismos.
 - Un mejor entendimiento y validación de los códigos de cálculo que se utilizan para simular la interacción de los fenómenos antes indicados. Ello se logra participando en círculos de trabajo que establecen los usuarios y en ejercicios de intercomparación que se establecen con frecuencia a nivel internacional.

- Una mejora de las metodologías que permitan modelar el comportamiento humano, desde el nivel de la Dirección hasta el nivel del Operador, para representar adecuadamente el impacto que la formación, el entrenamiento, los procedimientos y las prácticas de gestión pueden tener en una secuencia accidental. Para ello es necesario participar en planes de investigación orientados al análisis del comportamiento humano.

Principales áreas de investigación:

- 2.1. Termohidráulica y neutrónica.
- 2.2. Accidentes severos.
- 2.3. Análisis del riesgo: fiabilidad y factores humanos.
- 2.4. Integridad estructural.

2.1. Termohidráulica y neutrónica

El concepto de seguridad a ultranza se basa, en el caso de una instalación nuclear, en la interposición de tres barreras físicas entre el material radiactivo y el exterior. En el caso de una central nuclear, estas tres barreras: combustible, barrera de presión del circuito primario y estructura de contención deben estar siempre en condiciones de efectuar su función, para lo cual se establecen límites de seguridad, que deben ser ineludiblemente satisfechos, cualquiera que sea la condición de operación de la central, con el concurso de sus sistemas de protección y seguridad asociados.

El estudio de la variación de los parámetros de operación que afectan a la seguridad de una central, en todas las condiciones, y la viabilidad de las modificaciones que afectan a los sistemas de protección y seguridad, deben ser efectuados, entre otros procedimientos, mediante análisis termohidráulicos

y neutrónicos con métodos de cálculo adecuados. Para poder realizar éstos de forma sistemática, el CSN se ha venido dotando de códigos de cálculo en los que se simulan los fenómenos físicos implicados, que se contrastan con medidas en instalaciones experimentales y con la observación y el análisis de transitorios reales. Estos códigos constituyen el estado del arte de la aplicación de la mecánica de fluidos bifásica a centrales nucleares de agua ligera y permiten la simulación de las hipotéticas secuencias accidentales y de incidentes realmente ocurridos.

Aunque los códigos de cálculo han evolucionado de forma significativa en cuanto se refiere al comportamiento termohidráulico y neutrónico, su mejora en capacidad y precisión continuará en los próximos años, lo que contribuirá, sin duda, a la obtención de menores grados de incertidumbre en sus, cada vez mayores, aplicaciones.

Previsión de actividades

Durante los próximos años se prevé realizar un conjunto de actividades enmarcadas en las siguientes referencias:

- Participación en el desarrollo y validación de las mejores versiones de los códigos termohidráulicos y neutrónicos, tanto en forma desagregada como acoplados.
- Mejora y mantenimiento de la capacidad de simulación de:
 - Secuencias accidentales previsibles en cualquier modo de operación.
 - Pruebas y verificaciones.
 - Incidentes reales.
- Comprensión y mejora de las protecciones incorporadas en las centrales nucleares.

- Automáticas (sistemas de protección).
- Manuales (procedimientos de operación en emergencia y gestión de accidentes).

- Participación en el desarrollo de metodologías de evaluación de incertidumbres.
- Análisis de la estabilidad de reactores de agua en ebullición.
- Desarrollo de procedimientos para análisis de accidentes a baja potencia y en condiciones de parada.
- Estudios neutrónicos y termohidráulicos del núcleo.

Las actividades a desarrollar en el área de la termohidráulica se han programado mediante el siguiente conjunto de acciones consideradas.

Acciones consideradas

- Proyecto de investigación
 - CAMP
 - Nuevo Código Termohidráulico Consolidado.
- Acuerdos:
 - CAMP-España
(Véase Proyecto CAMP)
 - CSN/Unesa(PCI)/UPM
(Véase Proyecto sobre Nuevo Código T-H)

- CSN/UPM-Instituto de Fusión Nuclear
(Véase Grupo de Trabajo del NSC)
- Actividades de cooperación:
 - Participación en los Proyectos Internacionales CAMP y Nuevo Código T-H
 - Grupos de Trabajo del CSNI/NEA y del NSC/NEA
- Tareas adicionales

Proyecto CAMP

CAMP (Code Applications and Maintenance Program) es un programa de cooperación internacional en el área de la investigación termohidráulica, al igual que lo fue ICAP, del que se puede considerar su continuador. Se pone en práctica a lo largo de 1992 y su patrocinio y gestión corre también a cargo del organismo regulador estadounidense.

Tiene como objetivo fundamental el mantenimiento de una versión única, internacionalmente reconocida y aplicable a los análisis de seguridad de centrales nucleares, de los códigos RELAP5/MOD3, TRAC-PF1/MOD2 y TRAC/BF1 mediante una serie de intercambios entre sus usuarios, ya se refieran a identificación de errores e insuficiencias, ya a la escalabilidad de los experimentos, aplicabilidad e incertidumbre y a sus bases de datos o atañan a cuestiones directamente relacionadas con su aplicación. El esfuerzo ha estado siempre justificado por la gran importancia que estos códigos tienen en el diseño y licenciamiento de los sistemas de protección y seguridad de centrales nucleares de la misma tecnología que la española. Consecuentemente, se dispone actualmente de un buen conjunto de modelos de plantas españolas, relativamente validados, así como de varios

equipos humanos entrenados en su aplicación. Adicionalmente se accede al *Nuclear Plant Analyzer* (NPA), herramienta que, en conjunción con un código de los mencionados, permite la implantación interactiva de actuaciones durante la simulación de accidentes, siendo su uso de interés, por tanto, en tareas de análisis de las guías de gestión de accidentes.

La participación del CSN y de otras organizaciones españolas interesadas está referenciada en el Acuerdo Cooperativo de Investigación en Seguridad Nuclear establecido entre el CSN y la USNRC el 20 de septiembre de 1996. Se describe, separadamente, en el texto de un acuerdo específico cuya vigencia se extiende hasta el 31 de agosto del año 2000.

Para una buena difusión de la amplia información disponible, el CSN promueve la participación de un gran número de instituciones españolas a través de convenios de colaboración. Ello se ha traducido en el establecimiento de una organización denominada CAMP-España estructurada en un Comité de Coordinación y dos grupos de trabajo denominados CAMP-Unesa y CAMP-CSN. Mientras en el primero participan técnicos de las distintas centrales españolas, el segundo reúne a compañías de ingeniería, departamentos universitarios y al

Ciemat. El CSN coordina ambos grupos y aporta la contribución técnica del CSN al Programa CAMP-Internacional que, según el estado de compromiso actual del acuerdo, consiste en la entrega a la USNRC de dos informes de evaluación

por año o trabajos de valor equivalente, que podrán ser publicados como informes NUREG/IA. Ello viene representando un número considerable de cálculos que audita el organismo regulador estadounidense.

Proyecto de obtención del nuevo código termohidráulico consolidado

La fusión de los tres códigos termohidráulicos RELAP, TRAC-B y TRAC-P, considerados en el Proyecto CAMP, y del código neutrónico RAMONA, en un único sistema de simulación termohidráulico-neutrónico, es un plan lanzado por la USNRC para que, a través de un programa de cooperación internacional se mejoren y consoliden los modelos de cálculo en ellos incluidos. De ahí el nombre recibido de *Código Consolidado*, aunque se prevé, asimismo, la incorporación de módulos adicionales con nuevos modelos.

De indudable interés resulta para el CSN y el sector eléctrico participar en la obtención de una gran herramienta de cálculo de esta naturaleza a contrastar a nivel internacional. Ello debe representar, además, la culminación de varios años de esfuerzos con los que se viene obteniendo notables conocimientos y experiencia en este ámbito. En consecuencia, ambas instituciones han decidido

incluir en su Programa Coordinado de Investigación un proyecto basado en la participación en el programa internacional.

Para el desarrollo de las tareas del proyecto se cuenta con la UPM, con la que se ha establecido el correspondiente acuerdo específico. Se trata de un acuerdo tripartito en el que consta que dicha institución docente prevé la asistencia de otros subcontratistas adecuadamente seleccionados.

El seguimiento de las actividades en la USNRC, con la obtención y procesado de la información derivada, y la realización de algunas de esas actividades de manera complementaria, requiere una buena coordinación y comunicación que se considera son facilitadas con el destacamiento de una persona agregada al equipo estadounidense.

Las centrales nucleares españolas, destinatarias todas de los productos esperados, deberán validar éstos frente a datos reales bien conocidos, simulando pruebas de arranque y transitorios operativos acaecidos en las mismas.

Grupos de trabajo del CSNI/NEA y del NSC/NEA

Dentro del Principal Working Group 2 (PWG2) del *Committee on Safety of Nuclear Installations* (CSNI) de la NEA/OCDE, el *Grupo de Trabajo sobre Aplicaciones Termohidráulicas* contempla un conjunto de tareas que vienen siendo seguidas por los representantes de nuestro país y del CSN en particular. Entre los temas de interés, caben reseñar:

- *Aspectos prácticos relativos a códigos termohidráulicos avanzados.* Sobre tales aspectos (progresos y planes futuros, necesidades de validación, requisitos a satisfacer, estructura, etc.) se prepara la celebración de una reunión de seguimiento en España.
- *Transporte del hidrógeno tras su generación por degradación del núcleo de un reactor.* En adición a la generación de hidrógeno, se considera también de interés analizar

su transporte a través del sistema del reactor.

- *Validación de simuladores de entrenamiento.* Este proceso, del que ya se tiene cierta experiencia en España con las centrales nucleares de Vandellós y Ascó, necesita profundización en cuanto a las secuencias accidentales que deben considerarse.

También cabe señalar la participación en el *Grupo de Trabajo de Física de Reactores* del *Nuclear Science Committee* (NSC)/NEA, en ejercicios de intercomparación de códigos. A este respecto, el CSN mantiene un acuerdo de colaboración con el Instituto de Fusión Nuclear de la UPM. Se han realizado ya las tareas previstas relativas a *transitorios de expulsión de barras de control y de extracción de bancos de control en PWRs*, así como algunas referentes a la *rotura de la línea de vapor* y se prepara el desarrollo de un ejercicio de *pérdida de caudal forzado*.

Tareas adicionales

Análisis de inestabilidades termohidráulicas en los reactores de agua en ebullición y estudios de reactividad de configuraciones subcríticas.

El CSN y la UPV, a través de su Departamento de Ingeniería Química y Nuclear,

vienen colaborando desde años en el desarrollo y mejora de herramientas de cálculo predictivas del fenómeno de la inestabilidad termohidráulica en reactores de agua en ebullición. Esta colaboración va a continuar, ampliándose el alcance de la misma con la aplicación de técnicas de ruido neutrónico a análisis de criticidad.

2.2. Accidentes severos

Los accidentes graves, más comúnmente conocidos como accidentes severos, son aquellos que, debido al fallo simultáneo o concatenado de varios sistemas de protección y seguridad, lo que conlleva una extremadamente baja probabilidad de ocurrencia, podrían hipotéticamente conducir al deterioro de una fracción importante del núcleo de un reactor nuclear, degradación de su barrera de presión, rotura del recinto de contención y escape de una cantidad significativa de material radiactivo al medio ambiente exterior.

La gran actividad investigadora sobre accidentes severos se inició al comienzo de la década de los años ochenta tras el accidente de TMI-2, cuya secuencia accidental había sido contemplada, en gran medida, en el *Informe Rasmussen*; ya desde entonces la comunidad internacional, y nuestro país en particular, ha situado este

tema entre los de mayor prioridad en sus planes de investigación.

La prevención y mitigación de los accidentes severos exige la adquisición del mayor conocimiento posible acerca de los fenómenos y circunstancias asociadas al desarrollo de los mismos y al establecimiento de modelos predictivos y procedimientos de aplicación de tales conocimientos. Si bien es cierto que muchos de los aspectos de interés se van cerrando, quedan aún interrogantes por resolver, como se ha venido poniendo de manifiesto en distintos foros internacionales. El CSN se propone, a este respecto, prestar especial atención a las últimas fases del desarrollo de estos accidentes y, en particular, al fallo del recinto de contención por explosiones de hidrógeno. Ello deberá cristalizar en la obtención de modelos avanzados que, integrados en los códigos correspondientes, constituirán excelentes herramientas analíticas para gestionar y controlar la seguridad de las instalaciones.

Previsión de actividades

Las actividades que el CSN ha previsto desarrollar durante los próximos años en este área de investigación se concretan en los siguientes puntos:

- Profundización en el conocimiento de la fenomenología siguiente:
 - Degradación del núcleo.
 - Comportamiento de los productos de fisión.
 - Análisis del fallo del fondo de la vasija del reactor.
 - Explosiones de H₂ dentro del recinto de contención.

- Interacción del *corium** con las estructuras de la contención.
- Refrigeración del *corium*.
- Análisis de la evolución de secuencias específicas.
- Evolución del término fuente radiactivo en el transcurso de las secuencias accidentales.
- Gestión de accidentes.

Seguidamente se exponen las acciones consideradas, algunas de ellas ya en curso, como vía de desarrollo de las actividades planeadas. Se refieren a la participación en proyectos, establecimiento de acuerdos, colaboración en grupos multinacionales de trabajo y otras actividades singularizadas.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - PHEBUS FP
 - RASPLAV
 - MCAP y R5SCAP
 - MACE
- Acuerdos:
 - Programa CSARP/USNRC

- CSN-IPSN/Francia
(Véase Proyecto Phebus-FP)
- Programa Cooperativo con Unesa
(Véanse Proyectos Phebus-FP, RASPLAV y MACE; y Tareas adicionales)
- CSN-Ciemat (Véase Tareas adicionales)
- Actividades de cooperación:
 - Grupos de Trabajo del CSNI/NEA
- Tareas adicionales

* Se entiende por *corium* la mezcla de materiales del núcleo que han alcanzado la fusión como consecuencia de un accidente.

Proyecto PHEBUS FP

PHEBUS-FP representa el proyecto europeo de mayor envergadura en el ámbito de la investigación sobre accidentes severos. Puede considerarse como una continuación lógica de los Proyectos PHEBUS-LOCA y PHEBUS-CSD, en el último de los cuales el CSN tuvo una destacada participación. Se lleva a cabo en la instalación "Phebus" del Centro de Estudios Nucleares de Cadarache (Francia), operada por el Institut de Protection et Sureté Nucleaire (IPSN). Junto a la Unión Europea participan instituciones de otros países (EE UU, Canadá, Japón y Corea del Sur).

El objetivo fundamental del proyecto consiste en estudiar y cuantificar la importancia de la fenomenología asociada a los procesos de generación, transporte y retención de productos de fisión y aerosoles en condiciones de accidente severo en un reactor de agua a presión. Se trata, en definitiva, de analizar la evolución del término fuente en el transcurso de estos accidentes.

Es éste un proyecto integral en el que se provoca la degradación del combustible nuclear simulado, así como los fenómenos de transporte de los productos de fisión en el sistema primario, y su evolución en el recinto de contención.

El primer experimento de los seis previstos, denominado FPT0, se realizó en diciembre de 1993. El segundo experimento, FPT1, se realizó en julio de 1996, despertando gran interés al ser realizado con un inventario de productos de fisión similar al encontrado en un reactor comercial; sus condiciones de contorno fueron idénticas a las del FPT0, es decir, las correspondientes a una secuencia accidental de pérdida de refrigerante (LOCA) con rotura grande en la rama fría del circuito primario.

En una primera etapa, el CSN ha coordinado la participación española en el Proyecto, contando con la colaboración del Ciemat y la ETSII de la UPM a través de su Cátedra de Tecnología Nuclear (CTN). Mientras que las tareas del Ciemat han estado orientadas al desarrollo del sistema de códigos para simular los fenómenos que tienen lugar en el recinto de contención, las de la ETSII se han centrado más en el comportamiento del haz de combustible y el transporte a lo largo del circuito utilizando como herramienta fundamental el código MELCOR.

Actualmente, en una segunda etapa, el CSN sigue contando con la colaboración de la UPM/CTN, quien ha destacado un técnico en el Centro de Cadarache para participar en el desarrollo de modelos del

código francés ICARE 2, referido a la degradación del combustible en fases tardías. Se pretende asimilar dicho código para su empleo en España, junto con el MELCOR, frente al que será contrastado al realizar aplicaciones de cálculo de secuencias acci-

dentales severas. Además, al tratarse de modelos muy avanzados, se esperan poder resolver incertidumbres relativas a la evaluación de los APSs de nivel 2. A tales efectos el CSN tiene establecido acuerdos con el IPSN.

Proyecto RASPLAV

Auspiciado por la OCDE, este proyecto tiene como objetivo general el estudio del comportamiento termomecánico y termohidráulico del fondo de la vasija de un reactor de agua ligera, sobre la que se ha depositado *corium* fundido, mientras que la misma es refrigerada desde su cara exterior. Se trata, pues, de una configuración experimental que es directamente aplicable a los reactores avanzados.

El proyecto se lleva a cabo, en su aspecto analítico y experimental, bajo la coordinación del Instituto Kurchatov de Moscú, el cual actúa como Agente del Proyecto. Dispone además de sendos comités técnicos y de dirección, formados por expertos internacionales.

Se trata de un proyecto muy específico en el que se utilizan modelos muy detallados de análisis tridimensional de los procesos termohidráulicos del *corium*. La aplicación directa de los resultados de RASPLAV a los códigos actuales, y a los modelos de predicción del fallo de la pared de la vasija de los reactores actuales, no es fácil teniendo en cuenta que dichos modelos se encuentran poco desarrollados. Por otra parte, la instalación experimental corresponde al concepto de refrigeración externa de la vasija, lo cual no se ha implantado aún en los

reactores actuales como concepto de gestión de accidente.

Desde el punto de vista técnico, el proyecto es interesante para los reactores actuales, por las siguientes razones:

- Se incrementa el conocimiento de los procesos de convección natural en una piscina de *corium* prototípico, así como la interacción *corium*-pared de la vasija. Es posible aplicar los datos experimentales a la validación de los modelos incorporados en los códigos que analizan accidentes severos.
- Se obtienen datos valiosos sobre las propiedades físicas del *corium*.
- Probable desarrollo futuro de la estrategia de refrigeración externa de la vasija y de los reactores actuales.

El interés del CSN en este proyecto responde a la necesidad de evaluar el grado de incertidumbre actual de los modelos de predicción del fallo del fondo de la vasija de los reactores españoles, así como de la posibilidad de emprender la refrigeración externa como medio de gestión de accidentes a fin de evitar dicho fallo.

Durante la etapa primera se ha construido la instalación principal y otras auxiliares y se han realizado ensayos a gran escala y distintas pruebas complementarias en una y otras, respectivamente. Gracias a ellas se ha

demostrado la integridad de elementos y materiales estructurales bajo temperaturas elevadas y la factibilidad de uso del método de calentamiento de pared lateral, se han desarrollado modelos que describen fenómenos de interés e instrumentación para operar a altas temperaturas y, desde luego, se ha adquirido extraordinaria experiencia en el área considerada.

Durante la segunda fase, actualmente en curso, se está profundizando en el conocimiento de los fenómenos físicos e interacciones químicas que tienen lugar en una piscina de corio convectiva para completar la obtención de datos con los que reducir las incertidumbres existentes y, en conse-

cuencia, apoyar decisiones reguladoras sobre seguridad nuclear. Unesa apoya la participación en esta fase (incluyendo el proyecto en el PCI), gracias a la cual se financia la colaboración de la UPM/CTN en actividades relativas a la asimilación de los resultados experimentales con la finalidad de estudiar su aplicabilidad a la gestión de accidentes severos en las centrales nucleares españolas. En particular, se prevé realizar una aplicación del código CONV2D (uno de los desarrollados por el proyecto) a un caso real de PWR y comparar los resultados con los del código MELCOR, carente de modelo de refrigeración *ex vessel*, lo que aportará una cualificación adicional a dicha medida de gestión.

Proyectos MCAP Y R5SCAP

El Proyecto MCAP (MELCOR Code Assessment Program) obedece a una propuesta hecha por el Organismo regulador nuclear de EE UU, a sus socios del Programa Cooperativo sobre Accidente Severo (CSARP), aunque no con carácter exclusivo, para ampliar y mejorar coordinadamente la validación del código MELCOR. Este es un código integrado, utilizado por la USNRC para el análisis del término fuente en accidentes severos y para los cálculos que forman parte de los análisis probabilistas de seguridad. La participación en este proyecto, que trata de mejorar y validar los modelos de cálculo del código, no cabe duda que conlleva una mejor comprensión de tales modelos y una más amplia utilización de los mismos como herramienta en el ámbito estratégico de la gestión de accidentes. La conveniencia de disponer de apoyo técnico para participar en el programa ha llevado al CSN a establecer un convenio de colaboración con la Cátedra de Tecnología Nuclear (CTN) de la ETSII de la UPM. Así, este departamento universita-

rio, con un alto grado de madurez en el uso del código, representará activamente al CSN en cuantas actividades de participación se requiera y elaborará los informes oportunos de los frutos adquiridos.

Asimismo, la USNRC auspicia un nuevo programa de evaluación por usuarios, esta vez para el código RELAP5/SCDAP que se denomina, análogamente, "RELAP5/SCDAP Code Assessment Program" (R5SCAP). Este código, resultado de la unión de los módulos RELAP5, para el tratamiento de la termohidráulica y SCDAP, para el tratamiento de la fenomenología de degradación del núcleo, permite realizar un cálculo de "mejor estimación" del comportamiento del núcleo del reactor y circuito primario, alcanzando hasta la pérdida de integridad de la vasija del reactor. El CSN participará en este programa de modo eficaz, gracias a su gran experiencia con el RELAP5/SCDAP y dado su gran interés en las actualizaciones y aplicaciones que se desarrollen con las mismas y en su empleo como código de respaldo en análisis (APS y gestión de accidentes) en centrales españolas.

Programa CSARP (Acuerdo CSN-USNRC)

El acuerdo bilateral entre la USNRC y el CSN sobre investigación en seguridad nuclear contempla la inclusión del organismo español en el "Cooperative Severe Accident Research Program" (CSARP), que auspicia aquella y en el que participan la mayor parte de los países con intereses nucleares, así como la UE. Este acuerdo, continuación de otro anterior, se firmó en septiembre de 1996 y tiene un período de vigencia de cinco años.

CSARP tiene como objetivo básico dar respuesta a los interrogantes que surgen en relación con la fenomenología asociada a hipotéticos accidentes severos en las centrales nucleares actuales, estudiando los procesos asociados a la progresión de la fusión del núcleo de un reactor nuclear, la liberación y el transporte de los productos de fisión a través de la instalación y las cargas derivadas sobre la contención.

La adhesión al programa permite el intercambio, entre los distintos miembros del mismo, de la información generada por las organizaciones participantes y gestionada por la USNRC. Se trata de un proyecto dinámico, donde el progreso de la investigación y el consiguiente hallazgo de nuevas áreas de incertidumbre va marcando el rumbo de las actividades que deben reali-

zarse. Su desarrollo contempla tanto aspectos teóricos como experiencias soporte para la validación de modelos de cálculo.

El interés del CSN se explica en el hecho de que los objetivos técnicos se van orientando en función de las cuestiones de carácter regulador que se definan como prioritarias. Es fundamental el seguimiento del desarrollo y validación de códigos, por cuanto se relaciona lógicamente con el grado de confianza con que se pueden tomar decisiones reguladoras basadas en ellos.

Las contribuciones españolas al programa consisten esencialmente en aplicaciones de los códigos sobre instalaciones experimentales asociadas a proyectos en los que se participa y sobre centrales nucleares españolas. A este respecto merecen citarse como actividades realizadas, determinadas aplicaciones y cálculos con los códigos STCP, SCDAP, RELAP5/SCDAP, VICTORIA, MELCOR, CONTAIN, CORCON, VANESA y SOLGASMIX en relación con las instalaciones TMI-2, PHEBUS, DEMONA, FALCON y CORA, entre otras, y algunas centrales españolas. Se prevé continuar utilizando algunos de dichos códigos como RELAP5/SCDAP, MELCOR, VICTORIA y CONTAIN, y otros como el GASFLOW, en el ámbito del desarrollo de su aplicación a centrales nucleares españolas,

y participar en programas tales como Phenbus-PF, FARO/KROTOS, RASPLAV, MACE y LHF, por su considerable aporte

experimental, y otros como MCAP Y R5SCAP, por su utilidad en aplicaciones a nuestras centrales.

Grupos de trabajo del CSNI/NEA

Dentro del área de investigación sobre accidentes severos, cabe señalar el interés del CSN en dos temas a cargo del *Grupo de Trabajo sobre Comportamiento del Núcleo Degradado In-Vessel* del PWG2, a saber, el del *enfriamiento súbito de un núcleo degradado* y el del establecimiento de una *matriz de validación de códigos sobre degradación del núcleo "in-vessel"*. El primero reclama nuestra atención por las notables incertidumbres en cuanto a la generación de hidrógeno. El segundo contempla, en realidad, una actualización de la matriz existente, con la más reciente información disponible que incluye fenomenología adicional a la contemplada con anterioridad.

Del mismo modo, cabe señalar el interés del CSN en cooperar en los grupos de

trabajo del PWG4 sobre *Confinamiento de Liberaciones Accidentales de Materiales Radiactivos*. Así en el *Grupo de Trabajo sobre Gestión de Accidentes Severos* se prevé colaborar en tareas relativas al entrenamiento de operadores y estrategias para mitigar las consecuencias de un accidente severo. En cuanto al *Grupo de Trabajo sobre Fenomenología de Accidentes Severos* se seguirá trabajando en las áreas del comportamiento del hidrógeno y de la refrigerabilidad del corium y, posiblemente, en el de la termohidráulica de la contención. Finalmente, el *Grupo de Trabajo sobre Fenomenología de los Productos de Fisión* plantea la realización de ISPs sobre comportamiento de aerosoles en los que el CSN tiene la intención de participar, bien directamente o bien apoyando la participación del Ciemat y de departamentos universitarios.

Tareas adicionales

Análisis de accidentes severos en la contención

Se refiere al comportamiento de la contención en caso de accidente severo en sus múltiples aspectos termohidráulicos, químicos, de aerosoles y de hidrógeno, siempre con la finalidad última de actualizar y mejorar las herramientas de cálculo, desarrollar nuevos modelos y contribuir a su validación frente a experimentos de efectos separados e integrales, así como a su aplicación a planta.

Aunque parte de la adquisición de los conocimientos se materializa a través de la participación en proyectos y grupos de trabajo de carácter internacional, se siente la necesidad de impulsar y apoyar acciones adicionales que satisfagan necesidades complementarias y faciliten tal participación. En esa línea se enmarcan los vigentes acuer-

dos establecidos con el Ciemat, en lo que respecta al conjunto de aspectos antes referidos, y con la UPM, en cuanto a la evaluación y mitigación del riesgo de combustión del hidrógeno.

Mejora de las herramientas de simulación para apoyo a la gestión de accidentes severos.

Bajo el criterio de dotar a los titulares de las centrales nucleares españolas y, eventualmente al CSN, de herramientas de análisis con gran capacidad de predicción de la evolución de un accidente severo, se desarrollará un proyecto, dentro del programa de cooperación con Unesa, cuyo objetivo es la mejora de las capacidades de simulación del código MAAP 4 mediante la modificación e incorporación de diversos modelos. Ello ampliará su rango de aplicabilidad y le dotará de una mejor respuesta a los simulacros de emergencia y a las actividades de formación y entrenamiento.

2.3. Análisis del riesgo: fiabilidad y factores humanos

La importancia de los análisis de riesgos estriba no sólo en su capacidad de estimar cuantitativamente el riesgo que comporta una central nuclear, sino también en la identificación de aspectos que, como diseños de componentes y sistemas, procedimientos de operación y formación de operadores, sean susceptibles de mejoras.

La traducción práctica más destacable de estos análisis consiste en la realización de los llamados Análisis Probabilistas de Seguridad (APSs), que analizan íntegramente la seguridad de una central nuclear, tanto en sus aspectos preventivos de posibles accidentes como en los de mitigación de sus consecuencias. Su fuerte interrelación con el Área de Accidentes Severos, anteriormente tratado, es pues evidente.

Consciente de la necesidad de llevar a cabo este tipo de análisis, el CSN viene desarrollando desde 1986 su *Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España*, que contempla la necesidad de que cada central nu-

clear española disponga, cada vez más perfeccionado, un modelo lógico probabilista para analizar en profundidad su seguridad y ser aplicado convenientemente. Para lograr más eficazmente este objetivo, el CSN ha editado en 1998 un nuevo documento que revisa y actualiza la versión anterior.

En la nueva edición del programa mencionado se identifican y describen las líneas de investigación previstas, cuya puesta en práctica es deseable que sea el resultado de un clima de colaboración entre compañías eléctricas y organismo regulador. Un buen conjunto de líneas de investigación no son novedosas y las actividades a ellas asociadas tratarán de consolidar algunos aspectos metodológicos de los análisis que incrementen la precisión de sus resultados cuantitativos y faciliten sus aplicaciones. Otro conjunto de líneas de investigación vienen enmarcadas por su necesidad de desarrollo y consenso de metodologías estandar: normalización de metodologías para aplicaciones de los APSs, el APS como técnica de apoyo a la toma de decisiones, aspectos informáticos para las aplicaciones de los APSs, mejoras de las bases de datos y la consideración temporal en los APSs.

Previsión de actividades

La previsión de actividades en lo que atañe a este área de investigación, gira en torno a los siguientes temas:

- Desarrollo de las aplicaciones de los estudios de APS, consolidando aspectos metodológicos que las hagan cada vez más precisas:
 - Progresión de accidentes severos (nivel II).
 - Operación a baja potencia y en parada.
 - Sucesos externos (primordialmente incendio e inundación).
 - Análisis de fiabilidad humana.
 - Análisis de riesgo sísmico.
- Establecimiento de guías de diseño y evaluación de interfases hombre-máquina.
- Evaluación de los sistemas de control y apoyo al operador.
- Desarrollo de procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos.

- Establecimiento de técnicas de análisis de la seguridad operativa, que contemplen:
 - Secuencias de precursores de accidentes.
 - Estadística de datos de operación y fiabilidad de componentes y sistemas.
 - Causa raíz de los sucesos.
 - Potenciales fallos de causa común.
- Desarrollo de técnicas de análisis de decisiones reguladoras.
- Influencia de los factores organizativos y de dirección en la seguridad.
- Procesos de elicitación del juicio de expertos.
- Desarrollo de herramientas y métodos de generación y validación de soporte lógico de sistemas digitales relacionados con la seguridad.

A continuación se concretan las acciones consideradas para desarrollar las actividades indicadas.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - HALDEN.
 - Evaluación y Modelado del Impacto de la Organización en la Seguridad.
 - Análisis y Modelado de Errores Humanos de Comisión.
 - Optimización de la Inspección en Servicio de Tuberías (ISI).
 - Establecimiento de un Programa de Garantía de Calidad Gradual (GQA).
 - Modificación de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
 - Aplicación de Técnicas de Juicio de Expertos.
- Acuerdos:
 - Convenio Nacional HALDEN/ Ciemat-CSN-DTN-Tecnatom- Enusa (Véase Proyecto HALDEN)
- Programa de la USNRC sobre Análisis de Riesgos, Fiabilidad y Factores Humanos/ Programa COOPRA.
- Programa Cooperativo con Unesa (Véase Proyectos sobre Impacto de la Organización; Errores Humanos de Comisión; ISI; GQA; y Modificación de ETFs).
- CSN-UPM (Véase Proyecto sobre Aplicación de Técnicas de Juicio de Expertos)
- Actividades de cooperación:
 - Participación en el Proyecto ICDE/ OCDE
 - Acción Concertada sobre Análisis Integrado de Secuencias/UE
 - Grupos de Trabajo del CSNI/NEA
- Tareas adicionales

Proyecto HALDEN

La Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE viene patrocinando un Programa de I+D que utiliza instalaciones experimentales del Centro Nuclear de Halden (Noruega). Dicho programa se refiere a áreas relacionadas con sistemas hombre-máquina y con combustible nuclear/materiales.

Dado el interés y la actualidad de los temas programados para los diferentes sectores del ámbito nucleoelectrico, España aceptó el ofrecimiento de participación en el proyecto, primero para el trienio 1991-1993, después para el trienio siguiente (1994-1996) y, nuevamente, para un tercer trienio (1997-1999) a través de un Convenio Nacional integrado por Ciemat, Enusa, DTN, Tecnatom y CSN. Está previsto un acuerdo para extender la participación a otro período, también trianual (2000-2002).

Las bases en que se asienta el interés de la participación, en cuanto a sistemas hombre-máquina, son la asimilación de las metodologías de validación experimental de diseños avanzados, la realización de validaciones ergonómicas de sistemas computerizados de apoyo a la operación y la posibilidad de elaborar modelos de comportamiento huma-

no aplicables a hacer óptimas las técnicas de fiabilidad humana en los APSs.

El CSN viene centrando su seguimiento y participación más acusados en actividades relativas al establecimiento de las bases técnicas para el desarrollo de guías de diseño y evaluación de interfases hombre-máquina, teniendo en cuenta criterios basados en los factores humanos y en la investigación de métodos y herramientas utilizables para evaluar la fiabilidad de las instrucciones lógicas de los sistemas de control y de apoyo al operador. A este respecto, destacó a una persona en Halden en tareas de validación de sistemas de apoyo al operador mediante experimentos con operadores en el Laboratorio de Interacción Hombre-Máquina (HAMMLAB).

Con la incorporación de nuevas capacidades al HAMMLAB, entre las que destaca una instalación de realidad virtual, se prevé dar un salto cualitativo en el desarrollo de los factores humanos, de manera que esta disciplina pueda integrarse en el diseño y mejora de las salas de control. No obstante, el CSN está tanto o más interesado en la aplicación de dichas capacidades al entrenamiento de operadores de planta y a la evaluación del impacto que ello pueda suponer en la seguridad.

Proyectos del programa cooperativo con Unesa

Evaluación y modelado del impacto de la organización en la seguridad de las centrales nucleares

Conscientes del indudable impacto significativo que la organización y dirección de una central nuclear tienen en el riesgo asociado a la explotación de la misma, el organismo regulador y el sector eléctrico españoles han comprendido que debían abordar, de forma conjunta, un proyecto que ayude a ambas instituciones a identificar y definir aquellos factores que contribuyen a ello. Los análisis a realizar pretenden desarrollar metodologías preventivas para identificar problemas y poder evitar accidentes, así como metodologías de carácter correctivo que permitan, mediante la experiencia operativa, tomar las medidas convenientes para impedir la repetición de incidentes acaecidos. A tales análisis deben añadirse otras actividades que persiguen el desarrollo de modelos con los que incorporar la influencia de la organización y gestión de las plantas en los APS de las mismas.

Dado que la naturaleza del trabajo exige una amplia diversidad de aspectos a considerar, se ha planteado que la investigación

sea realizada por un grupo multidisciplinar (a través del Ciemat) que pueda profundizar en las diferentes áreas de conocimiento y abordar el análisis desde todas las perspectivas necesarias.

Análisis y modelado de errores humanos de comisión

Por errores humanos de comisión se entiende aquellos errores asociados con actuaciones inapropiadas de los operadores en los sistemas de operación.

El desarrollo de este proyecto se deriva de haberse puesto de manifiesto la necesidad de disponer de una metodología que permita identificar errores humanos de comisión creíbles así como modelar e incorporar a los APSs aquellos que sean significativos para la seguridad. La adquisición de una buena base de conocimiento sobre los errores humanos de comisión debe fundamentarse en el análisis de incidentes operativos que conlleven tal tipo de errores, por lo que debe revisarse la información disponible al respecto, seleccionar los incidentes que se consideren más propicios y comparar los resultados obtenidos en el análisis de cada uno con el que aporta el APS de la central correspondiente.

Optimización de la inspección en servicio de tuberías en las centrales nucleares

Este proyecto plantea la revisión de los requisitos y programas de inspección en servicio de tuberías para hacerlos más eficaces, garantizando que se mantienen e incluso aumentan la seguridad y disponibilidad de las centrales nucleares a la vez que se optiman los costes de explotación y mantenimiento de las mismas. Las actividades a desarrollar para ello comprenden la obtención de una metodología adecuada para establecer un programa que incluya un amplio abanico de criterios con consideraciones deterministas y probabilistas, así como su validación con estudios piloto en su aplicación a una o dos centrales españolas, en las que se verifica la viabilidad de implantación.

Establecimiento de un programa de garantía de calidad gradual en las centrales nucleares

Mediante un análisis integrado de evaluaciones deterministas y probabilistas, este proyecto pretende establecer una categorización de sistemas y componentes que responda de forma óptima a criterios de garantía de calidad en función de su significación para la seguridad. Su objetivo principal es obtener una metodología validada y consensuada en la que se esta-

blezcan los criterios graduales de garantía de calidad aplicables a las distintas categorías. Para asegurar que tanto los sistemas como los componentes continuarán cumpliendo adecuadamente su función de seguridad se desarrollará un programa de seguimiento del comportamiento de los componentes de dos sistemas piloto de una central española.

Modificación de especificaciones técnicas de funcionamiento de centrales nucleares

El objetivo básico de este proyecto se focaliza hacia la puesta en práctica de una metodología de análisis de requisitos de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs) de centrales nucleares. Las actividades a desarrollar se centran en torno a la realización de una experiencia piloto en una central española. El fin último que se persigue consiste en poder valorar de forma cuantitativa el impacto que en el riesgo acarrea una modificación de requisitos de las ETFs. Estos se refieren fundamentalmente a *condiciones límite de operación* (tiempos máximos de inoperabilidad y acciones requeridas) y *requisitos de vigilancia* (frecuencia de pruebas de vigilancia) y, en ambos casos, las contribuciones al riesgo pueden cuantificarse con los actuales modelos de APSs ya que los parámetros afectados aparecen de forma explícita en los mismos.

Aplicación de técnicas de juicio de expertos

Las denominadas técnicas de juicio de expertos son ampliamente reconocidas como una herramienta adecuada para la resolución de temas complejos que implican un cierto grado de incertidumbre.

Durante estos últimos años, el CSN ha adquirido experiencia en estas técnicas gracias a la participación, a través de la UPM con quien estableció un acuerdo específico, en el desarrollo de un ejercicio comparativo de diferentes metodologías concurrentes en torno al centro comunitario de Ispra. En dicho ejercicio se estimaron una serie de parámetros relacionados con un fenómeno de accidente severo frente a un experimento del programa FARO y se efectuó una aplicación al desarrollo de la progresión del accidente en los APSs de nivel 2.

Parece conveniente y oportuno, pues, continuar la aplicación de los conocimientos adquiridos, considerando aquellos temas

que por su complejidad e interés para la seguridad nuclear, se estimen propicios para ello. Una de las aplicaciones consideradas es el *análisis de la necesidad de ubicar re-combinadores catalíticos en las contenciones de centrales nucleares con reactores de agua a presión* para reducir el riesgo de deflagraciones y detonaciones de hidrógeno al impedir producirse concentraciones elevadas de este gas, generado tras un accidente severo. Esta aplicación se desarrollará gracias al establecimiento de un nuevo acuerdo específico con la UPM y extenderá su estudio a la degradación de la eficiencia de los re-combinadores debida a la contaminación superficial que experimentarían en el transcurso del hipotético accidente.

Otras aplicaciones idóneas para analizar con el concurso de estas técnicas pero cuya oportunidad cabe reconsiderar son el comportamiento de un almacén geológico profundo de residuos de alta radiactividad y los estudios de riesgo sísmico de las instalaciones nucleares.

Programa de la USNRC sobre análisis de riesgos, fiabilidad y factores humanos / programa COOPRA

La mayor parte de las técnicas sobre análisis probabilistas de seguridad son originarias de los EE UU. Con el fin de participar en los beneficios, el CSN viene cooperando en esta disciplina con la USNRC en virtud de acuerdos bilaterales sobre investigación en seguridad nuclear suscritos entre ambas instituciones. El vigente acuerdo fue firmado en septiembre de 1996 y tiene un período de validez de cinco años.

El seguimiento de los acuerdos citados con respecto a los análisis probabilistas de seguridad y a los factores humanos forma parte del trabajo cotidiano del CSN. Las tareas actuales se vienen enfocando principalmente en los aspectos del riesgo en los distintos modos de operación, sistemas informáticos para PCs e interfase hombre-máquina. En el futuro se prevé incrementar el esfuerzo que se está desarrollando, no sólo dando mayor énfasis a las actividades mencionadas, sino incidiendo en el mayor grado posible en aquellos aspectos más relacionados con el Programa Integrado de APS, como son las aplicaciones del mismo en la racionalización del proceso regulador.

Reconociendo el creciente uso generalizado del APS en la regulación de las instalaciones nucleares, la USNRC puso en marcha a finales de 1997 el Programa Internacional COOPRA (*Cooperative International Program on PARA Research*) que aglutina a los organismos reguladores de todos los países con quien mantiene acuerdos bilaterales en la materia, al objeto de compartir información y mejorar la eficacia en el desarrollo y el uso de las necesarias técnicas de APS. Estos objetivos generales se plasman, mediante grupos de trabajo, en otros más específicos. Actualmente el CSN participa activamente en dos de ellos, a saber, *Impacto de la Organización y la Dirección en el Riesgo y su consideración en los APSs*, y *APS para Operación a Baja Potencia y en Parada* por corresponder a actividades relativas a proyectos específicos españoles que pueden beneficiarse sustancialmente de esta cooperación. Los otros dos grupos temáticos de los que se espera también obtener importante provecho a través de su seguimiento o participación se refieren al *Riesgo Asociado a los Sistemas Digitales de Instrumentación y Control* y a la *Toma de Decisiones Reguladoras Basadas en el Riesgo, incluyendo la Consideración de las Incertidumbres*. Se considera necesario, respecto a este último, mantener los códigos SAPHIRE y MACCS en condiciones óptimas.

Proyecto ICDE

El proyecto International Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE Project) trata de proporcionar un marco de cooperación internacional para agrupar la mayor experiencia posible de explotación sobre fallos de causa común de componentes de centrales nucleares y otras instalaciones. Tal cooperación adquiere su máxima significación dado que este tipo de fallos se presentan con una frecuencia de ocurrencia muy baja frente a los fallos independientes.

La participación en este proyecto está abierta a todos los países miembros de la OCDE, una vez que esta organización se ha hecho cargo de su gestión, iniciada hace años en

Suecia. El CSN y el sector eléctrico español, decidiendo adherirse al mismo, integraron esta colaboración en su Plan Coordinado de Investigación, a fin de beneficiarse de la experiencia específica de las centrales nucleares de otros países, lo que sería inviable en otro caso. Su fin último, inicialmente establecido, es generar un entorno cualitativo sobre causa raíces de fallos de causa común que permita prevenirlos y mitigar sus consecuencias, así como analizarlos y hacer las estimaciones procedentes en el contexto de los APSs que en todo caso incluirán la verificación de su coherencia con los fallos independientes recogidos en el Banco de Datos de Componentes del Proyecto DACNE. También deberán ser sometidos a un proceso de garantía de calidad antes de su transferencia.

Acción concertada sobre *análisis integrado de secuencias y nuevos métodos de fiabilidad humana* / UE

Actualmente transcurre, bajo el patrocinio de la Comisión Europea, una acción concertada, con participación del CSN, cuyo objetivo es la puesta en común y el estudio comparativo de metodologías orientadas al análisis de secuencias de accidentes, en centrales nucleares, que combinan técnicas de APS, termohidráulica, acciones de operador y factores humanos. Se espera, con ello, reducir e incluso superar las limitaciones que

actualmente se presentan, tanto en el tratamiento de la respuesta dinámica de la planta como en la consideración del efecto de los factores humanos.

Las previsiones que se vislumbran en esta materia, a raíz de las conclusiones que se están constatando, apuntan a continuar esta línea de trabajo, proponiendo una *acción de coste compartido* bajo el V Programa Marco en la que se trate de desarrollar una herramienta combinada de análisis de secuencias y realizar una aplicación en una planta real.

Grupos de trabajo del CSNI/NEA

Dentro del CSNI/NEA, los Grupos Principales de Trabajo n^{os} 1 y 5 (PWG1 y PWG5) desarrollan tareas relativas al análisis de fallos de causa común con influencia de factores humanos, banco de datos para la cuantificación de la fiabilidad de componentes, análisis de las acciones críticas del operador para la seguridad de la planta y metodología del APS de nivel II y aplicación a la gestión de accidentes. El CSN ha participado de forma activa en las tareas de dichos Grupos de Trabajo y se prevé tal continuación.

En concreto, el PWG1 se propone seguir analizando la cuantificación del riesgo deri-

vado de prácticas organizativas (incluyendo la transición de operación a desmantelamiento), de los errores de comisión y del mantenimiento de las plantas en los estados operativo y de recarga. También merece ser reseñado el tema de los indicadores de funcionamiento por estar prevista la realización de un taller en Madrid, en el año 2000.

Por su parte, el PWG5 se reafirma en actividades de interés para el CSN como son las relativas a desarrollos del APS vivo, riesgos de los fuegos y elaboración de una guía de evaluación de los APSs en colaboración con el OIEA. También emprende nuevas tareas entre las que cabe destacar una relativa a la fiabilidad del soporte lógico (*software*).

Tareas adicionales

Nuevas técnicas de APS

Se trata de adquirir conocimientos sobre el estado de la situación de las nuevas técnicas de análisis probabilistas, contribuir a su desarrollo y, por último, aplicarlos en ámbitos concretos. La razón para ello es que los métodos existentes son objeto de mejora para superar importantes limitaciones y las nuevas técnicas constituyen un buen vehículo para complementarlos.

Las actividades previstas se centran principalmente en la aplicación de técnicas avanzadas, que resuelven limitaciones metodológicas de los actuales diagramas de fallos y sucesos, mejoran la evaluación de secuencias accidentales incluidas en las bases de diseño, facilitan el establecimiento de procedimientos de emergencia y gestión de accidentes, y cuantifican mejor la influencia del error humano. Debe contarse para ello con el apoyo de personas adscritas a centros de investigación, con experiencia en las técnicas que se pretende aplicar, que serán dirigidas por personal del CSN.

Funcionamiento y operación de centrales nucleares en condiciones de accidente

Una de las líneas de I+D que el CSN viene promoviendo en los últimos años es la combinación de herramientas de análisis. En particular, se desarrollan sistemas que combinan códigos de simulación de planta

con otros capaces de representar las acciones de los operadores al seguir los procedimientos de operación. De esta forma se adquiere una notable capacidad para analizar secuencias accidentales en las que la respuesta de la planta está notablemente condicionada por las actuaciones de los operadores exigidas por los *Procedimientos de Operación de Emergencia*. Como ejemplo se puede citar la combinación del código termohidráulico RELAP-5, desarrollado bajo impulso de la USNRC, con el sistema de procedimientos COPMA-II del proyecto HALDEN.

Se pretende continuar con este tipo de desarrollos, en dos direcciones fundamentales:

- Puesta a punto o asimilación de nuevas combinaciones de códigos que permitan extender el ámbito de aplicación de los análisis. A este respecto, es recomendable el seguimiento del programa CAMPS de HALDEN, basado en dicha filosofía de combinación de códigos independientes. Su objetivo es la monitorización y análisis de situaciones de accidente, incluyendo el efecto de las acciones de operador.
- Incorporar en los desarrollos ya realizados las nuevas versiones de los códigos utilizados. Así por ejemplo, el desarrollo de COPMA-III en HALDEN o del *Nuevo Código Termohidráulico* que promueve la USNRC pueden hacer conveniente la actualización del sistema RELAP-5/COPMA-II.

Análisis de precursores de accidentes.

Uno de los aspectos básicos del APS es el análisis de sucesos ocurridos en las centrales nucleares. Dicho análisis proporciona conocimientos y comprensión de los sucesos, complementarios de las metodologías convencionales, permitiendo identificar el nivel de significación de un suceso y de las posibles vulnerabilidades derivadas del mismo, es decir, fallos adicionales que podrían haber conducido a un accidente severo. Cuando un suceso inicial sobrepasa un determinado nivel de significación, generalmente en términos de su probabilidad condicionada de daño al núcleo, se denomina "precursor".

Como estrategia para superar ciertas dificultades surgidas durante el análisis realizado en el seno del *Programa internacional de análisis de precursores* (véase edición anterior de este Plan), consistentes en la identificación del árbol de sucesos del incidente y la correcta incorporación al mismo de las circunstancias que lo determinan, se desarrolla actualmente un proyecto con el concurso de la UPM, cuyo objetivo es realizar un programa gestor que, actuando como interfase entre códigos preexistentes, fundamentalmente de simulación y de cuantificación, sea capaz de implantar una metodología mejorada, a la vez que realizar operaciones de almacenamiento y recuperación de estados intermedios de simulación. Dentro del desarrollo previsto del proyecto

se encuentra la elaboración de casos ejemplo que ilustren la metodología y la capacidad de las herramientas generadas. En caso de ser positivo el resultado de esta investigación, podría ser conveniente prorrogar su desarrollo para dar cabida a aplicaciones más detalladas.

Técnicas de análisis operativo

Continuarán siendo objeto de investigación, en los próximos años, los siguientes temas:

- Desarrollo de técnicas para el análisis estadístico de datos operacionales y de fiabilidad de componentes y sistemas de seguridad, entre las que se encuentra un programa de Indicadores de Seguridad (ISO) actualmente activo en el CSN, pero que requerirá desarrollos posteriores para incorporar nuevos indicadores de fiabilidad de sistemas.
- Desarrollo de mejoras en las técnicas de análisis de causa raíz de los sucesos, para analizar los sucesos ocurridos en las centrales nucleares españolas y determinar la validez de las acciones correctoras adoptadas por sus titulares.

Se contará con el apoyo técnico de personas, instituciones o empresas con conocimientos y experiencia adecuados a cada caso, mereciendo especial atención el Ciemat por la conveniencia de que su grupo de Seguridad Industrial trasvase conocimientos bidireccionalmente con

otras ramas industriales. Así, en base a un acuerdo específico con este centro investigador se lleva a cabo un seguimiento de indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares españolas desde el punto de vista de la seguridad, se analizan las diferencias entre los indicadores españoles y estadounidenses que suscitan mayor interés y se realizan estudios monográficos detallados de las causas de sucesos de carácter genérico considerados de especial impacto en nuestras centrales.

Evolución de la filosofía reguladora

En los últimos años se está incrementando de forma notable el uso del APS como herramienta complementaria y racionalizadora de la metodología determinista. Los cri-

terios y normas de seguridad, inicialmente deterministas, se están viendo sustancialmente modificados, desarrollándose lo que se conoce como "Regulación Basada en el Riesgo" ("Risk Based Regulation"). Por otra parte, se incrementa de forma notable el énfasis en la medida del nivel de seguridad operativa de las instalaciones, sustituyendo requisitos prescriptivos por lo que se denomina "Regulaciones Basadas en el Comportamiento" ("Performance Based Regulations"). Estos cambios de filosofía suponen variaciones importantes en la forma de trabajar de un organismo regulador como el CSN y éste está interesado en actividades de investigación que puedan ayudar a realizar esa evolución de la manera más ordenada y eficaz posible.

2.4. Integridad estructural

El mantenimiento de la integridad de componentes y estructuras es un requisito indispensable para satisfacer el criterio fundamental de la seguridad a ultranza, ya enunciado. Ello requiere el desarrollo y utilización de procedimientos de vigilancia y corrección de las anomalías que pudieran encontrarse.

Entre los componentes más significativos destaca la vasija de presión y la problemática asociada a su fragilidad por radiación. El sistema de contención se ha de poner en primer lugar entre las estructuras cuya integridad es esencial.

Aunque recientemente se han emprendido actividades varias en esta área de in-

vestigación, se considera oportuno ampliar el ámbito de las mismas. A este respecto es conveniente que el programa de colaboración con el Sector Eléctrico, actualmente en desarrollo, incorpore acciones relativas al tema del *envejecimiento*. Es preciso conocer la degradación que pueden experimentar las propiedades de los materiales constituyentes de componentes, sistemas y estructuras de las instalaciones nucleares, a causa del ambiente generalmente hostil en que se encuentran, en especial a causa de la radiación, pero también por efecto de la temperatura y de la humedad y de sus variaciones, tanto en circunstancias normales como anormales de operación. Este conocimiento constituye la base sobre la que tomar decisiones con respecto a aumentar la esperanza de vida de las instalaciones.

Previsión de actividades

La previsión actual de actividades para los próximos años, tiene las siguientes referencias:

- Estudio del comportamiento del combustible con alto grado de quemado, tanto en operación normal como en condiciones transitorias y accidentales.
- Fiabilidad/Anomalías operativas del combustible.
- Profundización en el conocimiento de las características de los materiales del núcleo de un reactor.
- Integridad de la barrera de presión, con atención al mejor desarrollo del concepto "fuga antes de la rotura".
- Estudio de los efectos de la fragilización de la vasija de presión. Profundización en el conocimiento microestructural del material de la misma y de sus internos.
- Modelización del fallo del recinto de contención.
- Optimación de sistemas de inspección y validación de los mismos.
- Verificación y validación de sistemas de I+C digital.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - HALDEN
 - CABRI
 - VENUS
 - Aseguramiento de la Integridad Estructural de la Vasija de LWRs.
 - Fallo del Fondo de la Vasija.
 - Validación de los Sistemas de END para la Inspección en Servicio de centrales nucleares.
 - Verificación y Validación de Sistemas de Instrumentación Digital en centrales nucleares.
- Acuerdos:
 - Programa sobre Integridad Estructural/USNRC.
 - Convenio Nacional HALDEN/Ciemat-CSN-DTN-Tecnatom-Enusa. (Véase Proyecto HALDEN).
- Convenio Nacional para el desarrollo de la participación española en los "benchmarks" Venus I y III / CSN-Ciemat-UPM-Unesa- Tecnatom. (Véase Proyecto VENUS).
- CSN-Ciemat-Unesa/PCI. (Véase Proyecto sobre el Aseguramiento de la Integridad Estructural de la Vasija de LWRs).
- CSN-Unesa/PCI. (Véase Proyecto sobre Validación de los Sistemas de END)
- CSN-Unesa/PCI. (Véase Proyecto sobre Verificación y Validación de Sistemas de Instrumentación Digital en centrales nucleares).
- Actividades de cooperación:
 - Grupos de Trabajo del CSNI/NEA.
 - "Benchmarks" Venus I y III del NSC/NEA (Véase Proyecto VENUS).

Proyecto HALDEN

Ya se ha señalado el establecimiento de un convenio nacional para la participación en este programa de la OCDE, una de cuyas ramas de investigación es la de combustible nuclear/materiales.

Las actividades relativas al combustible nuclear encuentran su máximo exponente en el estudio de las capacidades del combustible a alto quemado que tiene como objetivo suministrar información sobre las variaciones que, a causa de elevadas exposiciones, sufren aquellas propiedades de combustible y vaina de significativo interés para la seguridad de una planta, tanto durante su funcionamiento en estado estacionario como durante transitorios termohidráulicos. Mediante ensayos pertinentes se prevé realizar estudios de efectos separados que permitan obtener parámetros específicos de comportamiento. Se complementarán con pruebas integrales, utilizando barras procedentes de reactores comerciales. La profundización en el conocimiento de los cambios microestructurales, térmicos y mecánicos de pastilla y vaina, así como de la fenomenología asociada, se considera indispensable

para la obtención de modelos que respondan sobre la capacidad del combustible al ser sometido a grados de quemado superiores a los ahora autorizados.

Las actividades previstas en el área de materiales se circunscriben a la evaluación de la vida de una planta nucleoelectrica. Un tema crítico a este respecto continúa siendo el agrietamiento por corrosión bajo tensión e irradiación, cuyos aspectos de mayor interés se centran en la determinación de tasas de crecimiento de grietas, datos de propagación de las mismas, empleo de materiales con fluencias neutrónicas acumuladas altas y técnicas de mitigación de la corrosión, si bien extendida su aplicación a reactores de agua a presión. La caracterización de aceros estructurales frente a la fractura constituye, asimismo, un tema de máximo interés respecto a los reactores de agua en ebullición. Los efectos de la química del refrigerante siempre constituyen un común denominador en los programas de materiales y en este ámbito, la formación de depósitos será motivo de investigación con el propósito de reducir la acumulación de material radiactivo y, por ende, las dosis por radiación, a medida que la planta envejezca.

Proyecto CABRI

En programas experimentales con combustible altamente irradiado se han detectado fuertes deformaciones en los especímenes de las varillas de combustible utilizados al ser sometidos a pulsos de potencia con características análogas a las que se producirían en el supuesto de un accidente de inserción rápida de reactividad en un reactor de agua ligera.

Teniendo en cuenta que la información experimental disponible es escasa y que las condiciones en las que se han realizado los experimentos no son totalmente representativas de las que se darían en un reactor comercial, es preciso ampliar la base de datos disponible mediante la realización de nuevos experimentos. Puesto que, en el momento presente, no existe ninguna instalación experimental con las características necesarias para desarrollar estos experimentos, se ha planteado, como única alternativa viable a corto plazo, el modificar la instalación

de CABRI, ubicada en el centro de Cadarache (Francia), para sustituir su lazo de refrigeración de sodio por uno de agua ligera a presión.

El "Institut de Protection et de Sûreté Nucleaire" (IPSN) francés, titular del reactor experimental CABRI, ha propuesto que las modificaciones necesarias en la instalación, y los experimentos que en ella se realicen, se desarrollen dentro de un proyecto internacional patrocinado por la OCDE.

El interés de la participación española en dicho proyecto es indudable porque el problema afecta de lleno a una buena parte de los reactores españoles .

En particular, se espera poder sentar las bases para definir nuevos criterios de licenciamiento, gracias a la disponibilidad del código SCANAIR, integrante de los modelos derivados de los experimentos programados.

Proyecto VENUS

Con la denominación VENUS se indica un amplio proyecto que se acomete tras la firma de un *Convenio nacional para el desarrollo de la participación española en los "benchmarks" VENUS I y III* (auspiciados por el Nuclear Science Committee de la NEA/OCDE) y *la evaluación del daño por irradiación*, entre el CSN, Ciemat, Instituto de Fusión Nuclear de la ETSII de la UPM, Unesa y Tecnatom.

Los objetivos básicos son claros y diferenciados. Las actividades que los definen se agrupan en dos fases:

- La primera fase, concluida, ha consistido en la realización de investigaciones teóricas y experimentales sobre cálculos de dosis que han permitido conocer el

estado actual alcanzado por las metodologías empleadas para la determinación de los flujos neutrónicos en las vasijas de los reactores nucleares y sus internos.

- La segunda fase pretende cuantificar el daño inferido al material, mediante la predicción por cálculo, así como establecer, posteriormente, una correlación con variables experimentalmente obtenidas en laboratorios establecidos al efecto.

La mejor comprensión de los mecanismos microscópicos asociados a los efectos de los daños por irradiación neutrónica, la determinación de tales daños con la implantación de códigos de dinámica molecular y la mejora del conocimiento sobre el papel de la microquímica y microestructura de materiales derivarán, sin duda, en beneficiosas aplicaciones a la gestión de vida útil de las centrales nucleares españolas.

Proyecto sobre el aseguramiento de la integridad estructural de la vasija de presión de los reactores de agua ligera

Las propiedades mecánicas de los aceros utilizados en la fabricación de las vasijas de presión de los reactores experimentan diferentes cambios durante su vida útil como consecuencia de la irradiación neutrónica a la que están sometidos. Los efectos macroscópicos más importantes son el decrecimiento de su tenacidad y el incremento de la temperatura de transición dúctil-frágil, lo que da lugar a que aumente la probabilidad de propagación rápida de una grieta existente en condiciones de rotura frágil. Para controlar dichos cambios se dispone un conjunto de cápsulas con probetas fabricadas con los mismos materiales utilizados en la fabricación de la vasija, colocándose en determinadas posiciones dentro del reactor de forma que representen un factor de adelanto para comparar con la fluencia que reciben las paredes interiores de la misma.

Actualmente se realizan en el mundo grandes esfuerzos para desarrollar un procedimiento normalizado de obtención de parámetros de fractura con probetas Charpy preagrietadas de pequeño tamaño, con aplicación óptima a los programas de vigilancia de las vasijas de presión. Con el objeto

de aunar tales esfuerzos, facilitando ampliamente el intercambio de información, el OIEA ha promovido el Programa Coordinado de Investigación "Assuring structural integrity of reactor pressure vessels", continuación de otros anteriores, en el que participa activamente el Ciemat llevando a cabo trabajos experimentales que implican la realización de ensayos con probetas de materiales en condiciones no irradiadas e irradiadas.

Existiendo un evidente interés del CSN y del Sector Eléctrico español en fomentar las tareas de investigación que tengan por objeto estudiar el comportamiento de los aceros de las vasijas de las centrales nucleares españolas por su repercusión en la gestión de vida de las mismas, ambas instituciones han materializado, dentro de su Plan Coordinado de Investigación, un convenio de colaboración con el Ciemat. Además del apoyo a las actividades comprometidas como aportación al proyecto internacional, este convenio implica extrapolar las correlaciones que se establezcan entre diferentes tipos de ensayos a las vasijas de las centrales españolas para optimar la evaluación de su estado, así como formular recomendaciones para los futuros programas de vigilancia que pudiesen soportar adecuadamente los previsibles planes de extensión de vida.

Proyecto sobre el fallo del fondo de la vasija

En los primeros años de la década de los 90, el proyecto VIP/OCDE predijo la ruptura por fluencia del material del fondo de la vasija del reactor TMI-II de acuerdo con las condiciones alcanzadas en el accidente y los análisis efectuados al respecto. Ello demostró la, entonces, inmadurez de los códigos disponibles en su comprensión de las cargas térmicas. Aunque desde entonces se ha avanzado considerablemente en el entendimiento de la fenomenología implicada, se ha considerado la necesidad de resolver algunas incertidumbres pendientes sobre los modos de fallo del cabezal inferior de la vasija de un reactor nuclear en el caso de la ocurrencia de un accidente severo.

La USNRC ha establecido, en consecuencia, un programa de investigación que simula una buena geometría y unas condiciones representativas de baja presión del sistema de refrigeración del reactor y altos gradientes de temperatura a través de la pared del cabezal, así como transitorios de presión sin refrigeración exterior del mismo. El organismo regulador estadounidense ha establecido su campo de actividades experimentales en las instalaciones de Sandia National Laboratories y ha ofrecido a la OCDE/NEA la coparticipación de sus países miembros. El CSN ha apreciado favorablemente su adhesión al proyecto por estimar de gran interés los conocimientos que aportará su desarrollo.

Proyecto sobre validación de los sistemas de ensayos no destructivos para la inspección en servicio de centrales nucleares

Este proyecto consiste en la realización de un conjunto de actividades que responden a una metodología desarrollada por Unesa para validar la capacidad técnica de los sistemas de ensayos no destructivos (END) empleados en la inspección en servicio de los componentes de las centrales nucleares españolas. Se entiende por *sistema de END* el conjunto de equipos, técnicas, métodos, procedimientos y personal implicados en la inspección de un componente relacionado con la seguridad.

El objetivo perseguido es demostrar la idoneidad de la metodología, aplicando la misma a unas áreas específicas seleccionadas

como son las toberas de las vasijas tipos PWR y BWR. Se trata de una versión nacional de la *European Network for Inspection Qualification* (ENIQ), donde se armoniza la posición de los países europeos en el tema de la validación de sistemas de inspección, si bien tiene en cuenta, además, que la inspección en servicio de las centrales españolas está regulada por la aplicación de la Sección XI del Código ASME.

El proyecto, cuyo tiempo de ejecución se ha previsto en dos años, se enmarca en el Plan Coordinado de Investigación entre CSN y Unesa. Responde, por otra parte, a lo establecido dentro de uno de los programas y actividades de la Acción Clave nº2 del V Programa Marco del Euratom, por lo que podría llegar a entroncarse en el mismo como acción compartida.

Proyecto sobre verificación y validación de sistemas de instrumentación digital en centrales nucleares

Los actuales sistemas analógicos de instrumentación y control (I+C) están quedando obsoletos a la vez que sufren los efectos derivados de su envejecimiento. Por otra parte, las mejores prestaciones de la tecnología digital están permitiendo la disponibilidad de sistemas de I+C más avanzados. La implantación de éstos requiere, sin embargo, evaluar la bondad de su comportamiento, incluyendo los diferentes modos de fallo que los caracteriza, así como sus consecuencias.

La evaluación de los sistemas de I+C digitales debe llevarse a cabo mediante actividades de validación y verificación, las primeras comprobando que aquellos realizan las funciones para las que fueron diseñados,

mientras que las de verificación deberán garantizar los requisitos de calidad que les son exigidos.

La obtención de una metodología con la que realizar las mencionadas actividades de evaluación ha planteado al CSN y Unesa, en el marco de su Plan Coordinado de Investigación, el desarrollo de un proyecto que, con tal objetivo, permita finalmente demostrar la viabilidad de la implantación deseada.

El proyecto, con una duración estimada de 18 meses, se propone la obtención de la metodología mediante la utilización de sistemas reales de las plantas con previsión de sustitución a corto plazo. Partiendo de las especificaciones de diseño del sistema seleccionado y de la normativa aplicable, se desarrollarán todas las actividades propias de una modificación de diseño, incluidas las de licenciamiento.

Programa de la USNRC sobre integridad estructural

Una fuente importante para el CSN sobre actividades de investigación y sus resultados en el área de la integridad estructural lo constituye el ya citado acuerdo bilateral entre la USNRC y el CSN sobre investigación en seguridad nuclear firmado en septiembre de 1996.

Este programa abarca un amplio rango de temas que contempla aspectos tanto

estructurales como de envejecimiento de materiales. Es experimental y analítico e incluye la integridad del sistema primario, en particular la vasija de presión y los efectos de su fragilización debida a la irradiación, mecanismos de degradación de los componentes internos del reactor, respuesta antisísmica de la contención y otras estructuras de obra civil envejecidas y estudios de determinados equipos eléctricos y mecánicos.

Grupos de trabajo del CSNI/NEA

Las actividades del Principal Working Group 3 (PWG3) del CSNI han estado fuertemente relacionadas con su última reorganización en los tres subgrupos del mismo a saber, el de Integridad de Componentes y Estructuras Metálicas, el de Envejecimiento de Estructuras de Hormigón y el de Comportamiento Sísmico de Estructuras. De una inicial propuesta del primero, sobre ensayos de fluencia en el

fondo de la vasija, se derivó finalmente el proyecto internacional *Fallo del Fondo de la Vasija*, con participación del CSN, comentado anteriormente. En relación con todos ellos, se plantea la participación en los mismos mediante “benchmarks” y colaboraciones en talleres, incluyendo la prestación de apoyos convenientes a otras instituciones nacionales. También se valora muy positiva la participación en los informes sobre el *estado de la cuestión* de temas de interés para la seguridad de nuestras centrales nucleares.

3. Gestión de residuos radiactivos

La gestión integral de los residuos radiactivos conlleva la disponibilidad de instalaciones de almacenamiento tanto para los residuos de baja y media actividad como para los de alta actividad. La estrategia comúnmente empleada para los primeros es el almacenamiento superficial. En el caso de los residuos de alta actividad, el almacenamiento geológico profundo es la alternativa mayoritariamente seguida pero otras opciones, como el almacenamiento temporal y la transmutación, en realidad complementarias, no deben descartarse.

El almacenamiento superficial de residuos de baja y media actividad no precisa desarrollos tecnológicos importantes por cuanto se considera ha alcanzado un nivel satisfactorio de consolidación. No obstante, se plantean ciertas líneas de actuación como actividades de investigación tendentes al mejor conocimiento del comportamiento a largo plazo de los sistemas de almacenamiento, tal como la durabilidad de las barreras y otros aspectos puntuales. El desa-

rollo, comparación y validación de metodologías de evaluación de instalaciones y sistemas de las mismas para estos residuos es, de cualquier forma, un objetivo de interés para el CSN.

El almacenamiento geológico profundo para residuos de alta actividad es una técnica compleja, de carácter multidisciplinario que, pese a haber tenido un gran desarrollo tecnológico, sobre todo en los países más avanzados, requiere aún importantes avances y un mayor desarrollo. Se ha hecho necesario, por ello, plantear la disponibilidad de almacenamiento temporal prolongado de estos residuos y asentar aspectos de caracterización adecuados al respecto. El desarrollo de actividades de partición y transmutación constituye, por último, una opción interesante de investigación que disminuiría drásticamente el volumen y actividad de estos residuos.

Principales áreas de investigación:

3.1. Residuos de baja y media actividad

3.2. Residuos de alta actividad

3.1. Residuos de baja y media actividad

Los materiales residuales con muy bajo contenido en radiactividad están siendo objeto en los últimos años de numerosos estudios orientados a demostrar que su gestión como residuos convencionales producen únicamente riesgos radiológicos triviales. El desarrollo y aplicación de metodologías de evaluación del impacto que produciría la gestión convencional de residuos de muy baja radiactividad conlleva un profundo conocimiento de tales prácticas, la selección de los escenarios y vías de exposición de los miembros del público y la posterior determinación del impacto asociado para proceder finalmente a comparar todo ello con los criterios internacionalmente aceptados para el riesgo

trivial. Ello debe llevarse a cabo con códigos de cálculo que, aunque ya gozan de un buen grado de perfeccionamiento, necesitan adecuarse a la práctica real española.

Por lo que se refiere a los residuos con un contenido sensiblemente mayor de radiactividad, si bien en el rango conocido como de baja y media actividad, los sistemas de aislamiento están basados en la interposición de barreras naturales y artificiales que impidan o retarden la llegada de los radionucleidos al medio ambiente. Las evaluaciones técnicas asociadas al licenciamiento de estas instalaciones necesitan desarrollar y adecuar en el marco regulador español, metodologías que permitan realizar análisis globales de su comportamiento.

Previsión de actividades

Con respecto a los residuos de muy baja actividad:

- Adecuación de las metodologías utilizadas a las prácticas reales.
- Realización de estudios de aplicación de las metodologías a residuos procedentes de las instalaciones nucleares y radiactivas (pequeños productores).

Con respecto a los residuos radiactivos de baja y media actividad:

- Selección de metodologías que permitan abordar reevaluaciones de la seguridad y

modificaciones en los límites de operación del Centro de Almacenamiento de El Cabril.

- Mejoras en el conocimiento del comportamiento global de los sistemas de almacenamiento superficiales.
- Evaluación de la seguridad radiológica en las distintas alternativas de gestión que puedan plantearse para residuos especiales (grafito).
- Intercomparación de metodologías para la evaluación de sistemas de almacenamiento.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - COND 17.
 - Caracterización de Materiales Desclasificables.
 - Matrices Vítreas.
 - Grafito.
- Acuerdos:
 - CSN-Ciemat.
(Véase Proyecto COND 17).
 - CSN-Unesa-Enresa.

(Véase Proyecto sobre caracterización de materiales desclasificables).

- CSN-Unesa-Enresa.
(Véase Proyecto Matrices Vitreas).
- Actividades de cooperación
 - Participación en el Programa Internacional ISAM/OIEA.
(Véase Proyecto COND 17).
 - CSN-DSIN/Francia-HSE/Reino Unido
(Véase Proyecto Grafito).
- Tareas adicionales

Proyecto COND 17

La seguridad de un sistema de almacenamiento de residuos radiactivos se valora cuantificando, de manera fiable, el impacto radiológico del mismo. Ello implica la identificación de todas las características, sucesos y procesos que pueden tener una influencia significativa en su comportamiento, la parametrización y modelación de su estructura y dinámica y, finalmente, los cálculos específicos que proporcionen los resultados de la evaluación.

De forma generalizada, se han venido desarrollando, en el ámbito internacional, metodologías que permiten abordar la evaluación del impacto radiológico de una manera global y sistemática. A tenor de la buena experiencia del Ciemat en estos desarrollos, el CSN ha establecido con el mismo un acuerdo de colaboración, de 39 meses de duración, por el que, tras un análisis comparativo de las distintas aproximaciones metodológicas, está seleccionando, actualizando y adaptando al caso español una metodología para la evaluación de la seguridad de los almacenamientos superficiales de residuos de baja y media radiactividad. Esta metodología comprenderá la modelación del sistema, la cuantificación de los vertidos potenciales

(términos fuente) y del transporte de radionucleidos en el medio ambiente y el cálculo de los impactos radiológicos asociados.

Tras las fases anteriores, se pondrá en práctica una evaluación del comportamiento de sistemas de almacenamiento para la ilustración y prueba del método, en la que se demuestre el alcance de los desarrollos. Esta actividad será realizada, en la medida de lo posible, dentro del contexto internacional y, en concreto, dentro del programa ISAM (International Programme on Implementation of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste) del OIEA.

La aplicación más importante a corto plazo consistirá en la evaluación del comportamiento y análisis de seguridad del centro de almacenamiento de El Cabril. Tendrá por objeto la profundización en los conocimientos sobre el comportamiento del sistema y el perfeccionamiento de los cálculos ya realizados sobre el inventario radiológico admisible en la instalación y los límites de actividad específica en los bultos a almacenar. En realidad, el proyecto COND 17 está orientado a los trabajos de evaluación técnica asociados a la próxima renovación del permiso de operación de El Cabril.

Proyecto sobre caracterización de materiales desclasificables

La desclasificación de materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad lleva consigo la necesidad de un control riguroso de estos contenidos, que garantice el cumplimiento de los niveles derivados establecidos. Conscientes de dicha necesidad y dadas las funciones que les corresponden, el CSN, Unesa y Enresa han establecido un acuerdo específico de colaboración para desarrollar un proyecto de investigación denominado *Caracterización de materiales metálicos de desecho con actividad despreciable, susceptibles de desclasificación*. Este proyecto abordará durante 22 meses el tratamiento de los elementos metálicos, pero podría extenderse posteriormente a otros tipos de

residuos si los resultados obtenidos lo permiten. Su objetivo primordial es establecer metodologías que permitan caracterizar con rigor y fiabilidad el nivel de concentración de actividad y/o contaminación superficial de los materiales referidos.

Los procedimientos que se establezcan deben incluir los niveles de confianza y calidad del proceso de desclasificación. Se pretende determinar las técnicas óptimas de muestreo a utilizar y, en función de las características (principalmente geométricas) del elemento a medir, obtener la definición del método, tipo y frecuencia del mismo para garantizar su representatividad. Ello permitirá al CSN establecer criterios de seguridad aplicables al tratamiento de toma de decisiones para la desclasificación.

Proyecto sobre caracterización de matrices para la gestión óptima de residuos de baja y media actividad

El acondicionamiento de los residuos de baja y media radiactividad es una de las tareas más importantes que integran la gestión de tales desechos con vistas a su almacenamiento definitivo. Una buena parte de los generados en nuestro país, en la operación de las centrales nucleares, necesitan ser solidificados mediante la incorporación o inmovilización en una matriz sólida que cumpla determinadas condiciones de aceptación. Así se viene operando desde tiempos atrás, empleando para ello matrices de hormigón.

La tendencia actual se orienta hacia el uso de otro tipo de matrices que ofrezcan una mayor concentración de los residuos, es decir, que posibiliten una sensible reducción de volumen de los mismos, a la vez que mantengan o proporcionen un grado igual o mayor de estabilidad. El vidrio parece ser, sin duda, un material idóneo para este fin, teniendo en cuenta que sus propiedades pueden variarse ampliamente en función de la composición de los elementos

integrantes. Debido a las diferentes composiciones de las corrientes de residuos a vitrificar será necesario obtener matrices aceptables, en cuya formulación aparezcan tanto los tradicionales componentes del vidrio como altas concentraciones de componentes no considerados en los sistemas vítreos comerciales. La consecución de las mejores matrices, es decir, las que permitan las máximas concentraciones de residuos, satisfaciendo todos los requisitos de seguridad, es pues el objetivo a alcanzar con este proyecto, abreviadamente denominado *Matrices vítreas*.

El proyecto se desarrolla en virtud de un acuerdo específico de colaboración entre el CSN, Unesa y Enresa. Se encuadra, asimismo, en el Plan Coordinado de Investigación establecido entre las dos primeras entidades. Independientemente de los beneficios que debe aportar por lo que supone una considerable reducción de volumen de residuos a gestionar, se considera estimable la participación del CSN por la oportunidad que ofrece a su personal técnico de adquirir unos conocimientos con los que abordar con más facilidad el análisis de seguridad asociado a esta opción de gestión.

Proyecto grafito

Con esta denominación se hace referencia a un análisis del impacto radiológico de las diferentes alternativas de gestión del grafito residual procedente del desmantelamiento de las centrales nucleares tipo CGR.

Se trata de un estudio de colaboración entre los organismos reguladores de España

(CSN), Francia (DSIN) y Reino Unido (HSE), iniciado a principios de 1999 en el que ya se han considerado los inventarios de grafito existentes en los tres países, el estado de desarrollo de la caracterización radiológica del grafito, aspecto clave de cualquier opción de gestión a determinar, y los programas nacionales de investigación y desarrollo existentes en materia de tratamiento y acondicionamiento de estos residuos.

Tareas adicionales

Proyecto PEQUEÑO

Responde al objetivo de:

- a) seleccionar y adaptar una metodología para la evaluación de la seguridad de la gestión de residuos de muy baja actividad generados en las instalaciones radiactivas (pequeños productores); y
- b) aplicar la metodología adoptada para la determinación de niveles derivados, apropiados a la gestión por vía convencional de dicho tipo de residuos.

Proyecto CESIO

Esta denominación hace referencia al estudio de la actividad de la fuente fundida, en 1998, en uno de los hornos de fundición de la factoría de Acerinox en Los Barrios (Cádiz), pero también se considera un estudio de mayor alcance que supone el comportamiento físico-químico de distintas fuentes (radionucleidos) al ser fundidas en hornos metalúrgicos.

3.2. Residuos de alta actividad

El almacenamiento geológico profundo (AGP) es la alternativa considerada hoy día como más favorable desde el punto de vista técnico y de seguridad para la gestión definitiva del combustible gastado y los residuos de alta actividad en los países generadores de energía nuclear más avanzados. Esta posición está respaldada por los organismos internacionales NEA, CE y OIEA que recomiendan la continuación de las actividades relacionadas con esta solución.

Sin embargo, el retraso en la mayoría de los programas nacionales para la disponibilidad de esta opción ha repercutido directamente en:

- la necesidad general de disponer de capacidad de almacenamiento temporal del combustible y los residuos por períodos de tiempo prolongados por encima de los inicialmente previstos y,
- la reactivación del interés por la investigación en tecnologías de partición y transmutación de los radionucleidos de vida larga con el fin de disminuir el volumen y actividad de los residuos de este tipo a almacenar finalmente.

En consecuencia, las áreas de investigación y desarrollo a considerar en relación con la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad se pueden asociar con cada una de las tecnologías referidas: el

almacenamiento geológico profundo, (AGP), el almacenamiento temporal prolongado y las nuevas tecnologías de partición y transmutación (P + T).

Las actividades de investigación sobre el AGP que se llevan a cabo en el ámbito internacional están dirigidas fundamentalmente a:

- 1) el perfeccionamiento de técnicas y metodologías de caracterización de emplazamientos,
- 2) el estudio del comportamiento de materiales y barreras de ingeniería que se lleva a cabo fundamentalmente en laboratorios subterráneos de investigación y a través de los programas de investigación de análogos naturales, y
- 3) el desarrollo de metodologías para la evaluación de la seguridad y el aumento de la confianza para su comunicación a los agentes implicados en la toma de decisiones.

Dado el enorme esfuerzo de investigación que presentan las actividades asociadas al AGP, el CSN considera determinante abordarlas acrecentando al máximo el criterio de la cooperación, tanto a nivel nacional como las promovidas por la UE, las organizaciones OCDE/NEA y OIEA, y países con programas avanzados.

El almacenamiento temporal es una tecnología conocida por lo que las necesidades de

investigación y desarrollo se concretan fundamentalmente en los aspectos de caracterización y comportamiento de los elementos combustibles durante períodos prolongados de almacenamiento para garantizar la transferencia de los mismos a posteriores etapas de gestión en condiciones de seguridad adecuadas. El desarrollo de estas actividades requerirá la elaboración previa de un plan de actuación que tenga en cuenta los programas internacionales y analice las necesidades técnicas y de colaboración entre las instituciones nacionales implicadas. Asimismo, dará lugar a un programa de investigación con

diversos proyectos que podrán realizarse en base a convenios marco de colaboración con el sector eléctrico y con Enresa.

Por último, dado que los proyectos de investigación sobre P + T están concentrados en los pocos países que disponen de la infraestructura básica necesaria, el CSN considera que las actividades a desarrollar en este ámbito deben centrarse en el seguimiento y análisis de los avances de los programas de investigación existentes y de los estudios y posiciones que puedan desarrollarse en los organismos internacionales.

Previsión de actividades

En relación con el almacenamiento geológico profundo del combustible gastado y los residuos de alta actividad:

- Prospección y análisis de los programas y proyectos de investigación nacionales e internacionales para conocer el comportamiento de las distintas barreras de los sistemas de almacenamiento.
- Prospección y análisis de los desarrollos y posiciones internacionales sobre aspectos de interés, tales como la recuperabilidad, métodos para el aumento de la confianza de los agentes implicados en la toma de decisiones, etc.
- Asimilación de metodologías y herramientas para la evaluación integrada de la seguridad de los sistemas de almacenamiento.
- Desarrollo progresivo de criterios y metodologías propias de evaluación de acuerdo con las necesidades derivadas de las acciones contempladas en los Planes Generales de Residuos Radiactivos.
- Evaluación de los ejercicios de análisis de comportamiento contemplados en el programa nacional.

En relación con el almacenamiento temporal prolongado de combustible irradiado:

- Análisis de las implicaciones de los desarrollos normativos de organismos internacionales y en especial de la “Convención conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad de los residuos radiactivos”, ratificada por España.
- Desarrollo de un plan de actuación para la caracterización de los elementos combustibles almacenados en las piscinas, en la medida necesaria para posteriores modos de gestión.
- Desarrollo de un plan de actuación para conocer el comportamiento de los elementos combustibles y los componentes de las instalaciones durante períodos largos de almacenamiento temporal.

En relación con otras alternativas de gestión del combustible irradiado:

- Estudio de las diferentes alternativas de gestión y análisis de sus implicaciones en la seguridad y en la protección radiológica del público y del medio ambiente.
- Prospección y análisis de los avances de los programas de investigación sobre partición y transmutación de radionucleidos en el ámbito nacional e internacional.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - Análogos naturales.
 - Modelización.
 - Intercomparación de ejercicios de seguridad realizados.
- Acuerdos:
 - CSN-Enresa-Ciemat-UZ-UDC-UCM.

(Véase Proyecto Análogos Naturales).

- CSN-Enresa-UPV-UZ.

(Véase Proyecto Modelización).

- Actividades de cooperación:
 - Grupos del RWMC/NEA.
 - Proyecto GEOTRAP (RWMC/NEA).
 - Grupo de trabajo del WASSAC/OIEA.
- Tareas adicionales

Proyecto análogos naturales

La evaluación de seguridad, a largo plazo, de un sistema AGP para los residuos de alta actividad, requiere el conocimiento del comportamiento futuro de sus componentes y del comportamiento integrado del mismo en su conjunto.

Gran parte del conocimiento de los procesos y comportamiento de un sistema de almacenamiento puede obtenerse de las observaciones de campo y experimentación en laboratorios, mediante la simulación de los procesos previsibles y modelización de sus resultados. Sin embargo, cuando se consideran los largos períodos de tiempo implicados, la extrapolación de los resultados a las escalas temporal y espacial adecuadas conlleva un buen grado de incertidumbre. Los estudios de análogos naturales pueden aportar evidencias del comportamiento a largo plazo de materiales similares a los componentes de las barreras de ingeniería, así como de los diferentes procesos en medios geológicos que pueden producirse en los sistemas de AGP.

Durante las últimas décadas, agencias de residuos radiactivos y organismos reguladores de países con programas avanzados de AGP han llevado a cabo extensos programas de investigación de un amplio abanico de análogos arqueológicos y naturales, representa-

tivos de diferentes materiales y procesos, en apoyo de los respectivos conceptos de AGP. Estos estudios se han desarrollado en gran parte dentro del Programa Marco de la UE y de las actividades de organismos internacionales, como NEA y OIEA.

Los análogos naturales han contribuido a conocer mejor las características de un gran número de componentes de un sistema AGP y de procesos que afectan a la evaluación de su seguridad y que pueden clasificarse en las siguientes áreas de interés:

- a) disolución del combustible gastado;
- b) estabilidad de matrices vítreas y cerámicas y de las cápsulas metálicas de almacenamiento;
- c) comportamiento a largo plazo de las barreras de ingeniería basadas en materiales arcillosos; y
- d) transporte y retención de radionucleidos en la geosfera.

Este proyecto es continuación de un estudio preliminar realizado en el CSN. Su objetivo general consiste en recopilar la información obtenida en los programas de investigación llevados a cabo en análogos naturales y en conocer su contribución a la evaluación de la seguridad.

El alcance del proyecto abarca las siguientes actividades:

- Análisis de los programas de investigación llevados a cabo en los análogos más significativos y sus resultados, clasificándolos en las áreas de interés para la evaluación de seguridad, según los materiales y procesos estudiados.
- Profundización en el conocimiento de la contribución de los análogos naturales a la evaluación de la seguridad de los sistemas de AGP.
- Valoración de la potencial aplicación de los estudios de análogos al caso español, de forma que sirva de base para evaluar los planes y proyectos que se desarrollen

en cumplimiento de los Planes Generales de Residuos Radiactivos.

El desarrollo del proyecto tiene una duración prevista de tres años. Además del CSN y Enresa, entidades promotoras, participan en el mismo el Ciemat y varios departamentos docentes de las Universidades de Zaragoza (UZ), La Coruña (UDC) y Madrid (UCM), con buena experiencia en distintas parcelas del conocimiento inherente al comportamiento del AGP. Todos ellos han suscrito un acuerdo específico de colaboración al respecto que incluye un reparto de tareas entre los mismos.

Proyecto modelización

La evaluación de seguridad de un sistema de almacenamiento geológico profundo (AGP) de residuos de alta actividad, además de una sólida comprensión de las propiedades físicas y químicas, así como de los procesos relevantes de los componentes del sistema, requiere el uso de procesos de modelización que representen adecuadamente el comportamiento y evolución futura del sistema.

Desde el inicio de la década de los ochenta, las agencias de residuos y los organismos reguladores de los países con programas de AGP avanzados (Alemania, Canadá, EE UU, Finlandia, Japón, Suecia y Suiza) han llevado a cabo diferentes ejercicios para la evaluación de la seguridad a largo plazo, utilizando tanto modelos existentes como modelos propios desarrollados para tal efecto. Estos desarrollos han dado lugar a un gran número de modelos conceptuales y programas de cálculo de diferentes niveles de detalle y complejidad.

Las áreas de modelización incluyen: inventario de radionucleidos; corrosión; generación y transporte de gas; transporte de calor; geoquímica; geomecánica; lixiviación; flujo de aguas subterráneas; transporte de radionucleidos; procesos acoplados, principalmente termo-hidro-mecánicos y termo-

hidro-geoquímicos; biosfera; efectos climáticos; y el área de modelos globales o integrados de evaluación del comportamiento y de la seguridad.

Gran parte de los desarrollos efectuados en este ámbito en los últimos años, y actualmente en curso, están dirigidos a la verificación y validación de los modelos mediante ejercicios de intercomparación de modelos y la calibración de sus resultados con observaciones de campo, medidas experimentales obtenidas en laboratorios subterráneos de investigación y estudios de análogos naturales. La mayor parte de estos desarrollos se han llevado a cabo como proyectos de cooperación internacional en el marco de la Comisión Europea y la NEA, principalmente.

El objetivo de este proyecto es el desarrollo de un estudio sobre el estado del arte de la modelización aplicable a la evaluación de la seguridad del AGP, que aporte la capacidad técnica necesaria para realizar las evaluaciones que el CSN tenga que desarrollar de acuerdo con el programa español contemplado en los Planes Generales de Residuos Radiactivos y oriente su estrategia en el ámbito de la modelización. Para ello, el proyecto incluye las tres fases siguientes:

- Desarrollo de un catálogo actualizado de los modelos y bases de datos existentes, incluyendo los utilizados en los ejercicios

de evaluación del comportamiento y de la seguridad realizados hasta la fecha.

- Estudio de las aproximaciones a la validación/aumento de la confianza en los modelos realizadas hasta la fecha y valoración de los resultados.
- Análisis selectivo de modelos y bases de datos para su potencial implantación en el CSN.

El desarrollo del proyecto, de tres años de duración, se sustenta gracias a un acuerdo

cuatripartito de colaboración entre el CSN, Enresa, la Universidad Politécnica de Valencia (UPV) y la Universidad de Zaragoza (UZ). La participación de Enresa se entronca en el convenio marco de colaboración con el CSN y se concreta en la aportación de los modelos utilizados en sus ejercicios de evaluación de la seguridad, así como de la documentación sobre los ejercicios de verificación y validación de modelos en que ha participado.

Proyecto intercomparación de ejercicios de seguridad realizados

En los últimos años, agencias de residuos y organismos reguladores de varios países han desarrollado evaluaciones integradas del comportamiento (EC) y evaluaciones integradas de la seguridad (ES) de los sistemas de almacenamiento geológico profundo con diferentes objetivos y alcance de acuerdo con el estado de desarrollo de los respectivos programas de licenciamiento del AGP en cada país.

Estos ejercicios de seguridad han suministrado una experiencia valiosa y su análisis comparativo constituye una fuente importante y básica para cualquier desarrollo posterior en el proceso iterativo de evaluación de la seguridad del AGP. Este hecho ha sido ampliamente reconocido por agencias de residuos, organismos reguladores y organismos internacionales como la NEA, que en 1995 inició un estudio de los ejercicios realizados hasta la fecha como base para orientar los futuros desarrollos en el ámbito de la evaluación de la seguridad, que actualmente se encuentra en la tercera fase de desarrollo.

En esta línea, el CSN emprendió en 1997 la realización de un proyecto propio de intercomparación de los EC/ES más significativos, con los objetivos de:

- 1) adquirir una visión amplia y sólida de las bases y estado del arte de las evaluaciones de seguridad de los sistemas de AGP,
- 2) asimilar los aspectos clave de este tipo de evaluaciones y
- 3) desarrollar la capacidad técnica necesaria para abordar los desarrollos metodológicos, estudios y evaluaciones que sean necesarios de acuerdo con el programa nacional del AGP contemplado en los Planes Generales de Residuos Radiactivos.

El alcance del proyecto incluye el análisis de los aspectos siguientes: objetivo, marco regulador, estructura y contenido general, características del sistema de almacenamiento considerado (residuos, cápsula de almacenamiento, barreras de ingeniería, características de la formación geológica, biosfera), criterios y requisitos de seguridad aplicados, metodología de evaluación (desarrollo de "scenarios", modelización, tratamiento de incertidumbres), y el análisis de los resultados y conclusiones de cada uno de los ejercicios de seguridad. Adicionalmente, se prevé que el proyecto contemple el análisis del uso de métodos complementarios de evaluación de la seguridad (otros indicadores de la seguridad, análogos naturales, etc.) y de la consideración de algunos aspectos específicos relevantes tales como recuperabilidad, criticidad, salvaguardias, etc.

El proyecto está siendo desarrollado íntegramente en el CSN y, dada su extensión, se ha estructurado en dos fases:

- La primera fase, con una duración aproximada de tres años (1997-2000), comprende el estudio comparativo de los ejercicios de evaluación de la seguridad en medios cristalinos. Las actividades realizadas hasta la fecha han comprendido el estudio de los aspectos antes citados en 10 ejercicios de evaluación realizados hasta 1997 que se completarán con el estudio de los ejercicios recientemente finalizados en dicho medio.
- La segunda fase se ocupará del estudio de los ejercicios de seguridad en otras formaciones geológicas, como los de EE UU en tobas volcánicas o los de Bélgica, Francia (en relación con su progra-

ma de construcción de laboratorios subterráneos) y España en arcillas. Se prevé que esta segunda fase comience en el año 2000 y tenga una duración de dos años.

El desarrollo de estas actividades:

- a) ha facilitado la participación activa del CSN en grupos de trabajo de organismos internacionales, como el grupo de desarrollo de escenarios de la NEA,
- b) ha suministrado una base de datos sobre los modelos empleados en los ejercicios de evaluación de la seguridad, que será de gran utilidad para la realización del proyecto de Modelización que se describe posteriormente, y
- c) ha aportado capacidad técnica para abordar la evaluación de los ejercicios de seguridad contemplados en el 5º Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y específicamente la evaluación del ejercicio Enresa-2000.

Grupos del RWMC/NEA

El Comité sobre Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC) de la NEA/OCDE cuenta, para el desarrollo de sus actividades con el asesoramiento técnico del "Grupo Asesor sobre Evaluación del Comportamiento" (PAAG) y del "Grupo Coordinador sobre Evaluación de Emplazamientos y Diseño de Experimentos" (SEDE). El objetivo general de ambos grupos, además de intercambiar información y discutir los diferentes proyectos nacionales para el desarrollo del almacenamiento geológico profundo (AGP) de residuos radiactivos, es, en el primer caso, desarrollar métodos avanzados para la evaluación de la seguridad del AGP y para el aumento de la confianza en esta evaluación y, en el segundo caso, definir un proceso de evaluación de emplazamientos que se integre en la evaluación de la seguridad y de la viabilidad del AGP. PAAG y SEDE desarrollan sus actividades a través de Grupos de Trabajo *ad-hoc*, proyectos, *workshop* y seminarios, manteniendo sendas reuniones plenarias anuales.

La representación del CSN en el RWMC, así como en sus grupos PAAG y SEDE, iniciada en 1996 ha facilitado la adquisición de una visión amplia sobre los desarrollos realizados en los diferentes programas nacionales de AGP en aspectos clave como la selección de emplazamientos y la evaluación de la seguridad. Asimismo, ha permitido su

participación activa en una serie de actividades entre las que destacan:

- 1) Una revisión de los avances realizados en la última década para el desarrollo del AGP, que será objeto de una publicación específica de la NEA, en fechas próximas.
- 2) La actualización de un estudio sobre el estado del arte sobre metodologías para el análisis y desarrollo de escenarios, que será publicado por la NEA próximamente.
- 3) El desarrollo de un estudio sobre el papel y las necesidades futuras de construir y operar laboratorios subterráneos de investigación, que será objeto de un documento de posicionamiento técnico de la NEA a este respecto.

En los últimos años PAAG y SEDE han buscado una mayor integración de sus actividades, potenciando la realización de proyectos conjuntos, entre los que destaca el proyecto GEOTRAP, en el que también participa el CSN. En la actualidad está prevista la fusión de ambos grupos en un único grupo de apoyo técnico al RWMC, así como la creación de un foro para examinar los aspectos más relevantes de la participación de los diferentes agentes implicados en la toma de decisiones.

Proyecto GEOTRAP (RWMC)

El proyecto GEOTRAP se inició en 1996 a propuesta de los grupos PAAG y SEDE del RWMC de la NEA/OCDE, con objeto de contribuir al avance del estado del arte en la modelización predictiva del transporte de radionucleidos en medios geológicos heterogéneos para la evaluación de la seguridad de sistemas de almacenamiento geológico profundo (AGP) de residuos de alta actividad. GEOTRAP proporciona un foro de discusión e intercambio de información entre organismos reguladores, agencias de residuos y científicos y especialistas sobre los aspectos más relevantes de estas evaluaciones.

Este proyecto incluye el desarrollo de las actividades siguientes:

- 1) estudio de la base teórica y experiencia práctica en la realización e interpretación de ensayos de trazadores *in situ*,
- 2) desarrollo de las bases para la modelización de la variabilidad espacial,
- 3) desarrollo de metodologías para la caracterización de estructuras conductoras y su representación en modelos de transporte,

- 4) elaboración de estrategias para potenciar y comunicar la confianza en los modelos de transporte de radionucleidos utilizados en las evaluaciones de la seguridad de emplazamientos específicos para APG, y
- 5) estudio de las evidencias geológicas y bases teóricas de procesos de retención de radionucleidos en medios heterogéneos.

La duración del proyecto es de cuatro años, habiéndose desarrollado hasta la fecha las actividades 1 a 4. Estas han sido objeto de respectivos *workshop*, donde se han presentado los resultados obtenidos por los diferentes grupos participantes, elaborándose posteriormente los correspondientes informes de síntesis donde se recogen las principales conclusiones y recomendaciones para trabajos futuros.

La incorporación del CSN a este proyecto internacional en 1998, ha permitido la participación en el desarrollo de las actividades tercera y cuarta, antes referidas, contribuyendo con ello a mejorar la capacidad técnica de evaluación y aportando la base necesaria para orientar las actuaciones futuras del CSN en este ámbito.

Grupo de trabajo del WASSAC/OIEA

El "Grupo de Trabajo sobre Principios y Criterios para el Almacenamiento de los Residuos Radiactivos", al que el CSN se incorporó en 1996, tiene como objetivos principales el análisis y discusión de aspectos polémicos de interés internacional y el establecimiento de áreas de consenso, además del intercambio de información sobre los desarrollos nacionales de criterios de seguridad y políticas de gestión de residuos.

Los desarrollos más significativos realizados hasta la fecha han estado dirigidos:

- 1) al estudio de la aplicación de indicadores de seguridad, complementarios a la dosis y el riesgo, a la evaluación de la seguridad del almacenamiento profundo de los residuos de alta actividad, cuyos resultados han servido para promover la realización de un proyecto coordinado de investigación iniciado en el año 1999,

- 2) un estudio relativo a los métodos para el aumento de la confianza en la evaluación de la seguridad del almacenamiento profundo de los residuos recogido en el documento técnico titulado "Regulatory Decision Making in the Presence of Uncertainty in the Context of the Disposal of Long Lived Radioactive Waste", y

- 3) el desarrollo del marco para la selección de grupos críticos y biosferas de referencia para la evaluación de seguridad, publicado recientemente.

Uno de los temas de interés que será objeto de desarrollo próximamente es la realización de un estudio comparativo de las diferentes opciones para la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad teniendo en cuenta no sólo aspectos de seguridad sino otros factores relacionados con la toma de decisiones.

Tareas adicionales

Estudio comparativo de los objetivos, diseño, construcción y proyectos de I+D que se desarrollan en los laboratorios subterráneos de investigación

En la actualidad existe un amplio número de Laboratorios Subterráneos de Investigación (LSI), contruidos en diferentes medios geológicos (granito, arcilla y sal) de los países con programas avanzados de sistemas de AGP.

El estudio consistirá en la prospección de los objetivos y fundamentos del diseño, análisis de las técnicas de construcción utilizadas y métodos de caracterización del emplazamiento desarrolladas en los laboratorios existentes, la asimilación de las lecciones aprendidas, y las conclusiones que puedan derivarse para su aplicación a las formaciones geológicas consideradas en el programa español.

Incluirá, asimismo, el estudio de la finalidad, diseño y características de los experimentos realizados y en curso durante la operación de los laboratorios en los distintos medios geológicos, el análisis de los resultados en cuanto a viabilidad de la construcción de las barreras de ingeniería y al comportamiento de las mismas y del campo cercano, así como de su

aportación a la modelización de los procesos estudiados.

Estudio de nuevos indicadores de seguridad aplicables en la toma de decisiones sobre la gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad

Se trata de:

- a) Recopilar la información disponible sobre concentraciones ambientales y flujos de radionucleidos naturales en España que pudiera servir de base para la definición de criterios de seguridad con que comparar los resultados de la evaluación de seguridad de los sistemas del AGP;
- b) Conocer cómo contribuye a dicha evaluación la aplicación de indicadores de seguridad complementarios a la dosis y al riesgo; y
- c) Abrir un cauce para la contribución del CSN en los proyectos y actividades internacionales que se llevan a cabo en la UE, OCDE/NEA y OIEA para la definición y armonización de criterios de seguridad a aplicar al AGP.

Aplicación del juicio de expertos

El desarrollo y evaluación de la seguridad de un sistema de almacenamiento geológico profundo (AGP) para residuos de alta actividad es un proceso iterativo de realimentación recíproca, también denominado de "etapa-por-etapa", durante el cual pueden ser tomadas decisiones intermedias sobre la base de los

conocimientos científicos, técnicos y metodológicos apropiados a cada una de las fases.

La identificación de los datos necesarios en cada fase, así como la interpretación técnica y evaluación de la información disponible en cuanto al conocimiento, comportamiento del sistema, requerirá la aplicación del juicio de expertos para discernir los aspectos relevantes en cada fase.

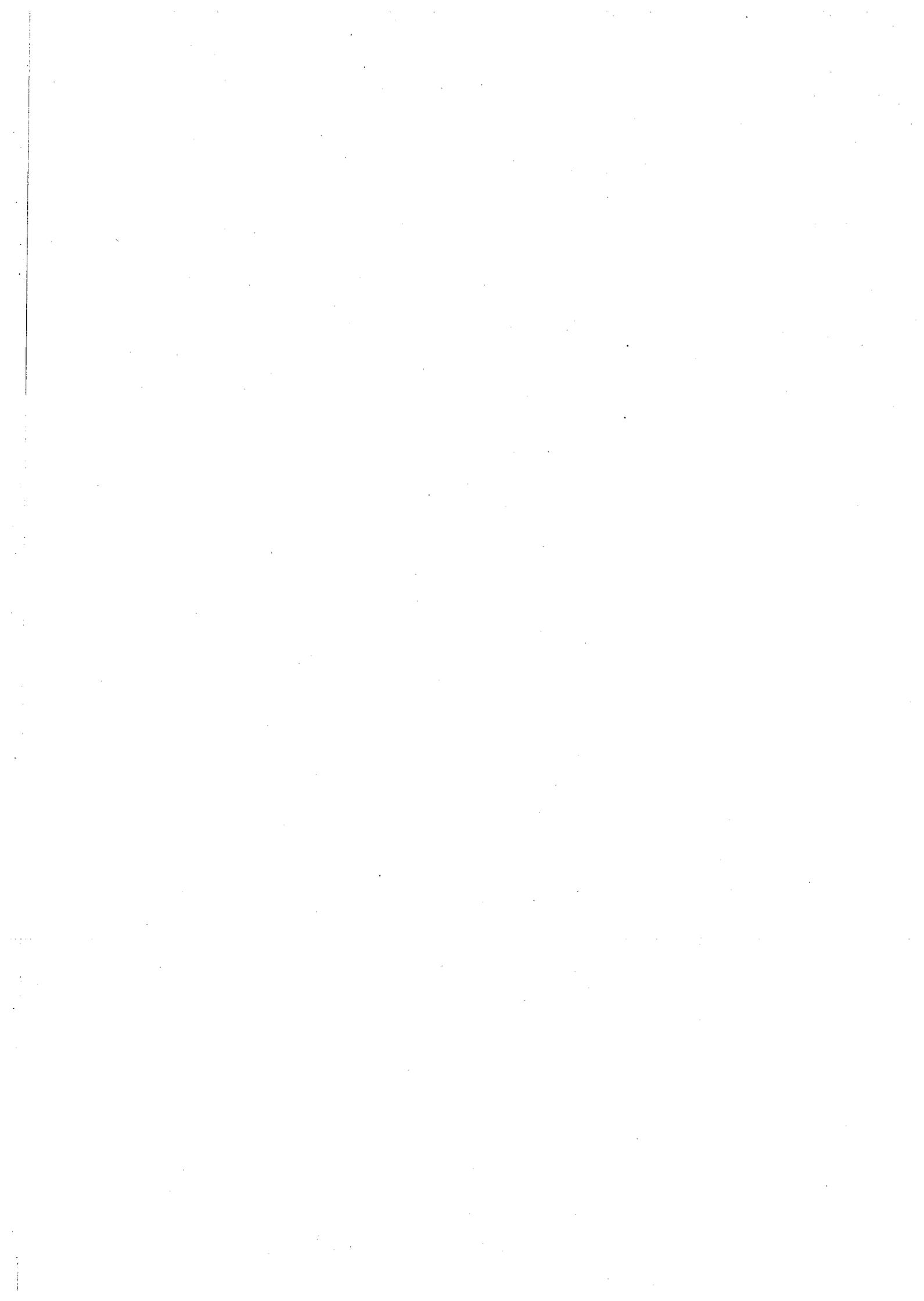
Las tareas previstas a realizar comprenden:

- 1) La recolección de los trabajos existentes sobre aplicación del juicio de expertos a la evaluación de la seguridad;
- 2) La identificación de las áreas relevantes de aplicación, y
- 3) El desarrollo de una metodología apropiada del juicio de expertos a estas evaluaciones de seguridad.



Protección Radiológica:

- **Fundamentos biológicos de la protección radiológica**
- **Protección radiológica de los trabajadores**
- **Protección radiológica del público y el medio ambiente**



Los programas de investigación y desarrollo relacionados con la Protección Radiológica se orientan hacia tres grandes objetivos

1. Programas que buscan ampliar el conocimiento en los aspectos básicos de la Protección Radiológica: los efectos de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos, en particular, a nivel molecular, celular y sistémico (tanto somático como genético) y a nivel de poblaciones.
2. Programas que se orientan a profundizar en aspectos más detallados, que buscan el desarrollo de técnicas o metodologías de aplicación más inmediata, para una mejor gestión del Sistema de Protección Radiológica vigente en todo el mundo, en su aplicación a los trabajadores expuestos.
3. Programas que se orientan a la protección radiológica del público y del medio ambiente.

En el primer grupo, se encuentran los programas sobre Dosimetría Biológica, Radiobiología y Estudios de Epidemiología, con diferentes aproximaciones al problema, pero con el objetivo común de proporcionar la más sólida base cognoscitiva posible de los efectos de las radiaciones sobre los seres vivos, y entre los cuales todavía se identifican algunos aspectos que necesitan mayor comprensión.

En el segundo grupo, se encuentran aquellos programas que desarrollan aplicaciones específicas, como es el caso de la exposición ocupacional en la radiología intervencionista, identificada como una práctica que puede ser difícil adaptar a las últimas recomendaciones de la ICRP, o los aspectos relativos a la dosimetría de los trabajadores expuestos.

En el tercer grupo se encajan aquellos proyectos que llevan a cabo estudios sobre las consecuencias de accidentes que liberan material radiactivo de modo incontrolado o de los vertidos controlados de efluentes, lo que en ambos casos supone la dispersión de isótopos radiactivos en la biosfera. El desarrollo de nuevos criterios y técnicas para la gestión de emergencias también se encuadra en este grupo. Finalmente se incorporan aquellos proyectos que profundizan en el conocimiento del funcionamiento de los procesos naturales en relación con el transporte de radionucleidos.

Adicionalmente, se incluyen otros temas que, sin encajar expresamente en los apartados definidos, han merecido el interés del Consejo de Seguridad Nuclear.

Se presentan a continuación, con un desarrollo mayor o menor, en función del estado de gestión de cada proyecto, aquellas actividades que el CSN encuadra en cada caso, identificando las organizaciones que colaboran o pueden colaborar en las mismas.

1. Fundamentos biológicos de la protección radiológica

Principales áreas de investigación:

- 1.1. Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes en el hombre y en los seres vivos.
- 1.2. Epidemiología de las radiaciones ionizantes.

1.1. Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes en el hombre y en los seres vivos

La investigación de los efectos de las radiaciones ionizantes hace referencia a los estudios que se llevan a cabo en los seres vivos, el hombre en particular, y en especial sobre el DNA de los núcleos celulares. El objetivo final de esta investigación es el estudio de la oncogénesis radioinducida.

Este programa comprende dos áreas bien diferenciadas: la radiobiología y la dosimetría biológica.

1.1.1. Radiobiología

Aunque las radiaciones pueden originar numerosos cambios en la célula, cuando se considera la oncogénesis (principal efecto estocástico) el blanco más probable es el DNA.

Numerosos estudios muestran que la mayoría de los tumores son monoclonales, es decir, se derivan de una primera y única célula transformada.

Las células contienen toda una batería de mecanismos llamados de "reparación" que como su nombre indica reparan los errores que se producen continuamente en todas las células en condiciones normales. Si la reparación es completa no se producirá daño alguno. No obstante, no todo el DNA codifica proteínas, de forma que el daño en el DNA puede tener consecuencias si afecta a zonas que codifican proteínas, pero puede no tener ninguna significación si afecta a una zona no codificante.

Pueden existir variaciones interpersonales en la batería de enzimas reparadoras lo cual explicaría, al menos en parte, las diferentes susceptibilidades personales a la radiación (y a otros agentes) existiendo actualmente un gran interés en este tema.

Otro factor que influye en los efectos de las radiaciones es que aunque todas las células

del cuerpo contienen la misma dotación genética, cada población celular tiene "activados" distintos tipos de genes dependiendo de su función. Este hecho de las diferencias en la activación de genes en los distintos tejidos es crucial para el desarrollo normal de los distintos tipos de órganos cada uno con funciones a su vez diferentes. Un posible mecanismo de la activación e inactivación genética puede ocurrir a través de procesos químicos secundarios. Estos procesos pueden estar influenciados por una serie de componentes como pueden ser las hormonas. Investigaciones en este sentido pueden conducir a explicar por qué un cierto evento causado por la radiación sobre el DNA en diferentes tipos de células puede tener diferentes efectos.

Actualmente existe un gran interés en el estudio de la caracterización de determinados puntos en los cromosomas llamados *fragile sites* los cuales se piensa que son zonas con menor resistencia a las roturas. Estas zonas cromosómicas han sido demostradas para diferentes tipos de compuestos químicos aunque no está todavía claro si estos mismos puntos son dañados por las radiaciones ionizantes de una manera preferente.

La frecuencia relativa de cada tipo de lesión varía según el tipo de radiación de manera que con radiaciones de baja transferencia

lineal de energía (LET) predominan las lesiones de bases y roturas simples mientras que con radiación de alta LET predominan las roturas dobles.

Dadas las incertidumbres existentes sobre la pendiente de las curvas dosis respuesta a bajas dosis, el paradigma para la estimación de riesgos a muy bajas dosis, donde no es posible obtener datos, ha sido extrapolar los resultados obtenidos para dosis altas. Este procedimiento ha conducido a la existencia de algunas controversias sobre si:

- a) la extrapolación debería ser lineal, lo cual está basado en que la dosis aumenta de forma lineal (por definición);
- b) si existe o no un umbral que explique los fenómenos biológicos a nivel molecular o,
- c) que sea supralineal.

La respuesta adaptativa u hormesis consiste en la capacidad celular de responder de forma resistente a los efectos de dosis muy bajas de radiación (<20 mGy), de tal manera que disminuye el daño radioinducido. Se desconocen los mecanismos exactos por los que se produce dicha respuesta, pero el hecho cierto es que ocurre con rangos de dosis muy pequeños, es dosis-dependiente y depende de la constitución genética del individuo.

Se han propuesto, entre otros, dos modelos o mecanismos de actuación que no tienen

que ser excluyentes entre sí, ni con otros posibles. Estos dos son:

- Incremento de los mecanismos de reparación del DNA propios de la célula.
- Apoptosis o muerte celular programada. Se postula que se produciría en las células más radiosensibles antes de una segunda irradiación.

Estos dos modelos han sido descritos y observados a nivel celular. Apenas existen estudios individuales o poblacionales.

Actualmente los esfuerzos se dirigen en el sentido de dilucidar cuáles son los mecanismos exactos que producen este fenómeno.

Se puede resumir lo que se conoce en:

- Las radiaciones ionizantes, al nivel de exposiciones que interesan a la Protección Radiológica, se pueden considerar como un carcinógeno débil.
- Un cáncer individualizado no puede asignarse específicamente a una exposición dada.
- Los diferentes órganos y tejidos presentan una gran variedad de su sensibilidad para iniciar un cáncer radioinducido.

- Factores ambientales e individuales contribuyen al riesgo de cánceres a un nivel de exposición dada.
 - Mientras hay una firme evidencia de cánceres radioinducidos para exposiciones agudas (un exceso de 200 mGy), no hay tales evidencias (ni hay consenso científico) para las exposiciones más bajas y, ciertamente, para menos de 50 mGy.
 - Aunque se dan mecanismos de reparación, pueden ocurrir errores en tal reparación o daño residual no reparado.
 - Mientras a nivel molecular o celular los efectos de la exposición se relacionan linealmente con la dosis, para órganos y tejidos de mucha más complejidad se pueden producir procesos notablemente no lineales.
- A su vez, se puede resumir lo que no se conoce en:
- El origen preciso de iniciación de un proceso cancerígeno y cuáles son los factores que modifican, en uno u otro modo, tal proceso.
 - No se conoce qué lesiones críticas, a nivel del DNA, son responsables de iniciar un cáncer. Tampoco se conoce cuántas células son necesarias para producir un cáncer en un ser vivo complejo.
 - No se conoce por qué los órganos y tejidos presentan tal variedad de radiosensibilidad, ni cómo puede producirse un cáncer radioinducido a partir de la incidencia espontánea de cánceres.
 - No se entiende la influencia de los procesos de reparación a dosis bajas y tasa de dosis bajas.
 - Se mantienen todavía las incertidumbres estadísticas sobre la forma de las relaciones efectos-dosis en relación con los tumores sólidos para exposiciones a dosis bajas. La cuestión de si hay linealidad por debajo de 100-200 mSv no se puede resolver hoy día a partir de los datos radiológicos epidemiológicos.

Previsión de actividades

Las acciones previstas en esta área de actividad son las siguientes:

- Efectos de los daños en el genoma sobre la salud y predisposición al cáncer: identificación y aislamiento de genes en animales y en tumores humanos, que puedan estar implicados en cáncer inducido por radiaciones, en particular cáncer de tiroides. Correlación de puntos terminales de inestabilidad genética y cromosómica con los mecanismos de cáncer inducido por radiaciones. Sensibilidad a las dosis bajas de radiación y daños en las primeras fases de desarrollo del feto
- Gestión de las lesiones por radiaciones: correlación entre la madurez de las células madre y sensibilidad a las radiaciones y respuesta al estímulo de los factores de crecimiento. Mecanismos que intervienen en la respuesta inflamatoria a la exposición a las radiaciones. Identificación y mejora de las consecuencias a largo plazo de lesiones causadas por radiaciones
- Mecanismos de control celular:

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - Roturas Radioinducidas.
 - Efecto Genético.

- Modelos experimentales de carcinogénesis molecular.
- Ciclo celular.
- Corrección del daño:
 - Mecanismos de reparación del DNA y correlación entre las lesiones del DNA inducidas por distintos tipos de radiaciones y los efectos biológicos consiguientes; evaluación de la fiabilidad de los procesos de reparación y estudios de la relación existente entre reparación y aberraciones cromosómicas, mutaciones, sensibilidad a las radiaciones y predisposición al cáncer.
 - Terapia génica.
 - Alternativas para la corrección de lesiones hematopoyéticas.
- Análisis de riesgos:
 - Carcinogénesis ambiental.
 - Valoración del riesgo de inducción de anomalías hematológicas.
- Variabilidad interindividual a la radiosensibilidad.
- Respuesta adaptativa.

A continuación se concretan las acciones ya en curso para desarrollar las actividades indicadas.

- Acuerdos:
 - CSN- Centro Oncológico de Galicia.
 - CSN-UAB.
- Tareas adicionales.

Proyecto roturas radioinducidas

El proyecto tiene como objetivo el desarrollo de una nueva técnica para la detección y evaluación *in situ* de roturas radioinducidas a nivel de secuencias específicas del DNA.

En los últimos años, se ha venido desarrollando una línea de investigación relacionada con la variabilidad de la sensibilidad a las radiaciones dentro de los cromosomas. Las conclusiones obtenidas apuntan a que dicha variabilidad existe y está relacionada con la presencia de los denominados telómeros intersticiales que son secuencias altamente repetitivas dentro del DNA y cuya función no está todavía bien descrita.

Actualmente no es posible estudiar simultáneamente la variabilidad intracelular e intercelular en el nivel de inducción de roturas producidas por la radiación, y su capacidad de reparación. La variabilidad intercelular puede responder a distintos tipos celulares, diferentes estadios del ciclo celular, presencia de células anormales y tumorales. Por su parte, la variabilidad intrage-

nómica puede responder a factores estructurales y funcionales.

El Centro Oncológico de Galicia está desarrollando una técnica que permite todas estas prestaciones. Desde el punto de vista conceptual esta nueva metodología supone un nexo importante entre las técnicas de biología molecular y las técnicas morfológicas para detectar y cuantificar el daño y la reparación del DNA.

Es de destacar que dicha metodología es aplicable teóricamente a cualquier célula del organismo. De este modo puede valorarse el efecto de inducción de roturas y reparación así como interacción con otros agentes.

Es necesario adaptar la técnica de FISH, no a preparaciones cromosómicas, sino a preparaciones celulares. De este modo la capacidad de la técnica FISH para marcar diferentes secuencias específicas dentro de una misma célula sería aplicable, no sólo para detectar y cuantificar el daño final, sino a los estadios precisos de inducción y reparación de lesiones en el ADN.

Proyecto efecto genético

La aplicación de la técnica FISH para el análisis de translocaciones permite realizar estudios de dosimetría retrospectiva y ha llevado a plantear nuevas cuestiones sobre el efecto a largo término de exposiciones a radiaciones ionizantes.

Por el momento no se conoce bien cómo varían los niveles de translocaciones a lo largo de las sucesivas divisiones celulares y si permanecen estables durante periodos muy largos. Por otra parte la detección de alteraciones cromosómicas clonales en individuos accidentalmente expuestos ha abierto nuevas perspectivas sobre el conocimiento de los mecanismos genéticos implicados en la carcinogénesis radioinducida.

En el presente proyecto, cuya realización correrá a cargo de la Universidad Autóno-

ma de Barcelona, se establecerá una línea linfoblastoide para simular los efectos de las radiaciones ionizantes a largo término. En este modelo experimental se estudiarán la evolución de translocaciones y dicéntricos y los cambios genéticos que permanecen a lo largo de sucesivas generaciones.

Adicionalmente, este equipo investigador ha firmado un contrato INTAS¹ con el National Radiological Protection Board, la Academia de Ciencias Rusa y el Centro de Investigación Estatal Ruso, para la realización de un estudio de seguimiento de una cohorte de víctimas del accidente de Chernobil, altamente irradiadas, para mejorar la evaluación de las dosis recibidas en el pasado a través del análisis de aberraciones cromosómicas estables e inestables.

¹ International Association for the promotion of co-operation with scientist from the New Independent States of the former Soviet Unión.

1.1.2. Dosimetría biológica

La dosimetría biológica trata de medir la respuesta de un organismo a las radiaciones ionizantes utilizando el propio organismo como indicador de lesión. Tiene su principal aplicación en la investigación de accidentes con radiaciones ionizantes, ya que en estos casos es necesario saber la dosis absorbida por las personas expuestas para conocer su pronóstico y tratamiento. Aunque en muchos accidentes es posible medir la dosis absorbida por métodos físicos (dosímetros personales, reconstrucción de las características del accidente y contadores de radiactividad corporal) es muy importante contar con una estimación de dosis independiente mediante un método biológico que ha demostrado ser muy útil, aunque no está exento de un cierto número de incertidumbres.

La dosimetría biológica permite cuantificar las dosis a través de efectos biológicos ocasionados por radioexposiciones, bien de tipo bioquímico, en plasma y orina; inmunológico; físico o celular. Este último procedimiento es el que reúne más requisitos para su utilización como dosímetro biológico

por medio del estudio de las aberraciones cromosómicas presentes en los linfocitos de sangre periférica.

De las distintas aberraciones cromosómicas fueron los cromosomas dicéntricos los que se consideraron más adecuados para la obtención de curvas dosis-efecto, tanto por su fácil identificación, como por el bajo nivel de fondo en la población. Por ello, el CSN desarrolló un Programa de Establecimiento de Laboratorios de Dosimetría Biológica en España por el que, mediante acuerdos específicos, ha venido garantizando su apoyo a centros e instituciones cuyos trabajos fundamentales ayudan a la elaboración de dichas curvas para distintos tipos de radiación.

Sin embargo, la inestabilidad de los cromosomas dicéntricos hace que la aplicación de la técnica en exposiciones crónicas o retrospectivas esté en cierta medida limitada. El desarrollo de la más reciente técnica de hibridación *in situ* con fluorescencia, (FISH), elude el inconveniente señalado, al permitir realizar cuantificaciones adecuadas de traslocaciones, que son aberraciones estables, es decir, persistentes tras sucesivas divisiones celulares.

Previsión de actividades

Las actividades previstas para el futuro próximo en esta área de la protección radiológica se concretan en el apoyo de:

- Laboratorios establecidos en España para el desarrollo de la dosimetría biológica.
- Desarrollo de técnicas de dosimetría biológica e intercomparación de resultados

entre laboratorios nacionales y extranjeros.

- Validación de las técnicas de dosimetría biológica y desarrollo de aplicaciones.

Seguidamente se refieren las acciones consideradas para satisfacer las actividades de apoyo señaladas.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación.
- Acuerdos.
- Tareas adicionales.

Tareas adicionales

Estudio de la sensibilidad citogenética a las radiaciones ionizantes

Teóricamente, mediante análisis de las lesiones que a partir de ciertas dosis de radiación aparecen en los cromosomas, podría determinarse la sensibilidad de pacientes a la radioterapia y, como consecuencia, adaptar determinados protocolos de tratamiento de localizaciones tumorales específicas en el paciente estudiado y reducir efectos secundarios.

Variabilidad interindividual a la sensibilidad

La respuesta a la radiación parece depender de las distintas sensibilidades interindividuales, al menos a nivel celular. Este hecho no está suficientemente estudiado y su im-

pacto en radioterapia, entre otros campos, se prevé importante.

Respuesta adaptativa

Se ha demostrado que a nivel celular existe una cierta respuesta a la radiación de forma que con dosis muy bajas se consigue una mejor adaptación a dosis posteriores. Se han propuesto varias hipótesis para explicar este fenómeno, entre otras un aumento de las enzimas de reparación tras la primera dosis. Existen dudas razonables sobre la importancia de esta respuesta a nivel orgánico

Estudios de aberraciones cromosómicas en trabajadores y miembros del público expuestos a radiaciones ionizantes

Estudios de dosimetría biológica clásica y mediante técnicas FISH.

1.2. Epidemiología de las radiaciones ionizantes

Pocos estudios epidemiológicos se han realizado en España, hasta la fecha, sobre poblaciones ocupacionalmente expuestas a radiaciones ionizantes. Sólo cabe señalar a este respecto el análisis de los efectos de la exposición a dosis bajas de radiaciones ionizantes sobre la salud de los trabajadores de la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN), realizado por el Ciemat. Entre las conclusiones alcanzadas se destaca que dicho trabajo epidemiológico tiene bajo significado estadístico debido a las características y pequeño tamaño de la población estudiada y a pormenores relacionados con los datos dosimétricos en los primeros años del período analizado. Para que se puedan obtener re-

sultados estadísticamente significativos de los efectos de las bajas dosis que ocurren en la exposición ocupacional, resulta necesaria la realización de estudios epidemiológicos en poblaciones de tamaño mucho mayor.

La Comunidad Europea de la Energía Atómica (Euratom) ya señaló en su IV Programa Marco sobre Investigación y Enseñanza que en el ámbito de la protección contra las radiaciones, la comprensión de los mecanismos biológicos relacionados con la exposición sigue siendo la clave para la mejor cuantificación del efecto de las dosis pequeñas, al tiempo que propicia la realización de un estudio epidemiológico internacional (Proyecto IARC). Este proyecto sigue siendo propiciado en el actual V Programa Marco.

Previsión de actividades

Las actividades previstas durante los próximos años en esta área de actividad se centran en las siguientes colaboraciones internacionales y nacionales:

- Estudios relativos a los trabajadores expuestos en el ámbito del ciclo del combustible nuclear.
- Investigación retrospectiva de poblaciones expuestas de forma aguda o crónica a radiaciones externas y/o internas.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación.
- Acuerdos.
- Actividades de cooperación:
 - Proyecto IARC

Proyecto IARC

Se trata de un estudio sobre el riesgo de contraer cáncer entre los trabajadores de la industria nuclear ocupacionalmente expuestos a radiaciones ionizantes. Sus principales objetivos consisten en evaluar de forma directa tal riesgo y en validar los actuales modelos de extrapolación propuestos por el *Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations* (BEIR) del *National Research Council* estadounidense y por el *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* (UNSCEAR), para la estimación del riesgo de cáncer por exposición continua a bajas dosis de radiación. Para detectar los efectos, sobre la salud, de bajas dosis de radiaciones ionizantes se necesitan estudios con suficiente significado estadístico, lo cual se consigue

estudiando poblaciones muy numerosas. De aquí se deriva la necesidad de realizar estudios que unan las cohortes de diferentes países, aunque añade dificultades prácticas en cuanto a la coordinación y homogeneidad de los datos.

El proyecto tiene carácter internacional realizándose bajo la dirección del Organismo Internacional de Investigación sobre el Cáncer (IARC). El CSN está coordinando la participación española en el proyecto donde se incluyen datos de trabajadores de las centrales nucleares, de Enresa y de Unesa. Es de destacar la importante labor que está desarrollando el grupo de medicina y protección radiológica de Unesa en cuanto al soporte técnico necesario para la adecuación de los datos médicos y dosimétricos al protocolo de IARC.

2. Protección radiológica de los trabajadores

Principales áreas de investigación:

2.1. Protección radiológica ocupacional.

2.2. Dosimetría.

2.1. Protección radiológica ocupacional

La Protección Radiológica Ocupacional tiene como objetivo establecer criterios, normas y métodos que sirvan para aplicar y garantizar el cumplimiento de los Principios Básicos de Limitación y de Optimización a los trabajadores expuestos, manteniendo una mejora continua en las condiciones de trabajo que garanticen que las dosis de exposición se mantienen en valores óptimos.

La investigación y desarrollo en esta especialidad se refiere, en primer lugar, a un colectivo cuya tarea, la radiología intervencionista, se lleva a cabo en unas condiciones que con frecuencia ponen a estos profesionales en valores de dosis muy próximos a los límites.

La radiología intervencionista es una técnica en la que la intervención médica sobre el paciente se hace bajo control radioscópico, lo que supone comúnmente riesgos de

irradiación importantes para los profesionales que la practican, ya que deben permanecer junto al paciente mientras se están emitiendo rayos X, durante sustanciales períodos de tiempo. Un número relativamente grande de profesionales debe permanecer dentro de la sala, mientras se está produciendo la emisión de rayos X, por lo que el riesgo se extiende también a todos los presentes.

Pese a que esta rama de la medicina implica a un elevado número de especialistas, su nivel de riesgo no es bien conocido, debido a que los registros dosimétricos presentan importantes lagunas, al no ser utilizados de forma regular los dosímetros personales. Por otra parte, bastantes de los profesionales que utilizan esta técnica no son radiólogos (como, por ejemplo, los que realizan cateterismo cardíaco) y, debido a su desconocimiento, las medidas básicas de protección radiológica no son siempre seguidas. La radiología intervencionista más importante por su frecuencia e implicaciones en el riesgo radiológico es la vascular. Las intervenciones pueden ser diagnósticas o terapéuticas.

Por ser una de las prácticas médicas que representan mayor riesgo de exposición ocupacional para los especialistas que la practican, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) ha mostrado interés y

preocupación por el tema, en sus últimas recomendaciones publicadas sobre protección ocupacional en exposiciones médicas (ICRP 57). De hecho, se está prestando especial atención a los riesgos ocupacionales en intervencionismo, en las discusiones de los grupos de trabajo de la ICRP y de la Organización Mundial de la Salud (OMS) sobre protección radiológica en radiodiagnóstico.

Por otra parte, los resultados que periódicamente se obtienen en los controles de contaminación interna en las centrales nucleares españolas vienen mostrando que

apenas existen casos de contaminación interna lo que, de alguna forma, puede ser indicativo de que los programas de protección respiratoria que se aplican en el sector son efectivos.

A pesar de estos buenos resultados siempre ha existido una cierta preocupación en esta temática y, de hecho, hace unos años se llevó a cabo algún estudio en esta línea. Como consecuencia de la experiencia de funcionamiento existente parece oportuno retomar el tema a fin de poder valorar las prácticas que se siguen en la actualidad mediante el estudio de los equipos y sus condiciones de utilización.

Previsión de actividades

- Estudio de las condiciones radiológicas en diversos colectivos de trabajadores expuestos.
- Estudio de la efectividad de los programas de protección respiratoria.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación.
- Acuerdos.
- Tareas adicionales.

2.2. Dosimetría

El sistema de protección radiológica y las magnitudes operacionales suministran una base consistente y coherente para la gestión y control del riesgo. Sin embargo la puesta en práctica de este sistema ha de tener en cuenta la disponibilidad de técnicas y procedimientos para la determinación de las magnitudes que representan la medida de la cantidad de energía transferida por las radiaciones ionizantes a los órganos y tejidos.

Todo ello requiere un proceso continuo de investigación que se enfoca en el desarrollo de instrumentos para la medida de la radiación, así como con el desarrollo de conceptos y magnitudes adecuadas para la gestión del riesgo en un rango amplio de exposiciones como consecuencia de la irradiación externa e interna.

La investigación en instrumentación refleja la necesidad de mejorar las técnicas debido a diferentes factores: la reducción de los límites de dosis, el aumento de los factores de calidad y, en consecuencia, de los correspondientes factores de ponderación de la radiación, la necesidad de introducir procedimientos de optimización, así como la incorporación de las normas de protección radiológica a nuevas áreas profesionales

hacen que se mantenga la búsqueda de instrumentos y técnicas de medida con mejores capacidades en cuanto a sensibilidad y respuesta.

En la actualidad el interés se centra fundamentalmente en la exposición a neutrones y campos mixtos, radiación de alta energía, como la que se produce en las cercanías de los aceleradores, radiación debilmente penetrante y, finalmente, en relación con la exposición procedente de radionuclidos incorporados al organismo.

Los métodos y procedimientos para la evaluación de las dosis como consecuencia de la incorporación de material radiactivo constituye un objetivo fundamental de investigación tanto básica como aplicada. El conocimiento de los datos correspondientes al metabolismo del material incorporado son consecuencia de procesos de investigación. Dichos datos sirven de base para el establecimiento de modelos metabólicos en los que basar el correspondiente cálculo de dosis.

La evaluación retrospectiva de exposición a radiaciones ionizantes como consecuencia de accidentes o exposiciones incontroladas ha sufrido un interés creciente después del accidente de Chernobyl.

Prevision de actividades

- Desarrollo de técnicas para la reconstrucción de dosis retrospectiva o de accidente.
 - Estudio de nuevos sistemas y metodología para la estimación de la dosis.
 - Dosimetría de campos mixtos.
 - Códigos de cálculo en estimaciones dosimétricas.
- Métodos y técnicas para la estimación individual de dosis neutrónicas.
 - Dosimetría interna:
 - Desarrollo de técnicas de seguimiento *in vivo* y análisis biológicos más rápidas y fiables.
 - Reducción de incertidumbres en la evaluación de las dosis.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - ICRP-66.
 - Dosis Interna. Estudio de dosis interna en técnicas radioisotópicas *in vivo* e *in vitro* utilizadas en estudios de biología celular y molecular.
- Flujo Neutrónico.
 - Partículas Calientes.
 - Acuerdos:
 - CSN- Ciemat.
 - CSN-Unesa.
 - Tareas adicionales.

Proyecto ICRP-66. Desarrollo y aplicación del nuevo modelo metabólico pulmonar del ICRP-66 y elaboración de programas de control de medidas *in vivo* e *in vitro* de emisores α , β y γ , para la determinación de las dosis internas de los trabajadores de las centrales nucleares

Nuevos conocimientos en el metabolismo pulmonar de contaminantes condujeron a la Comisión Internacional de Protección Radiológica a revisar y proponer un nuevo modelo pulmonar para la retención y remoción de contaminantes incorporados al organismo vía inhalación, modelo que apareció en la publicación 66 del ICRP de 1995.

Este mismo modelo pulmonar, conocido desde entonces como ICRP-66, fue adoptado por la Organización Internacional de Energía Atómica y cinco organizaciones internacionales (FAO, OIT, NEA de la OCDE, OMS y OPAS) en la revisión de las normas internacionales de protección radiológica que aparecieron en la publicación 115 del OIEA posteriormente adoptadas por la UE en la Directiva de Protección Radiológica 96/29/EURATOM de 13 de mayo de 1996.

El nuevo modelo metabólico pulmonar de ICRP-66 reproduce con más fidelidad que el anterior modelo del ICRP-30, la

deposición en pulmones y remoción del mismo de la radiactividad inhalada aunque, según sus autores el modelo también es aplicable para el tratamiento de contaminantes no radiactivos. Ello se traduce en una evaluación más realista de las dosis derivadas de la incorporación al organismo de radionucleidos. Esta evaluación más realista permitirá conocer con mayor grado de precisión las dosis internas de sus trabajadores; situaciones ambas deseables y necesarias a la vista de la reducción de los límites de dosis de las nuevas recomendaciones internacionales.

Por otro lado, la existencia de centrales nucleares en fase de desmantelamiento ha puesto de manifiesto la necesidad de disponer de procedimientos de vigilancia, control, análisis e interpretación de exposiciones internas de emisores α y β . Muchas de estas exposiciones internas sólo pueden ser evaluadas a través de métodos indirectos, llamados *in vitro*, o mediante sofisticados equipos de medida directa, cuya pequeñísima frecuencia de utilización hacen muy improbable la justificación de su adquisición por las centrales nucleares y cuyos Límites Inferiores de Detección están en la frontera de los requerimientos reguladores.

Todo lo anterior lleva a la conclusión de que un método razonable para evaluar la significancia de estas exposiciones internas es mediante las técnicas indirectas o *in vitro*.

Las centrales nucleares no disponen en la actualidad de unos procedimientos de actuación validados por la experiencia internacional para estos fines, es decir para el inicio del proceso, para la toma de muestras biológicas, para el análisis de las mismas y para la interpretación en términos de actividad incorporada. Sí, en cambio, se dispone de toda la dotación de laboratorio e instrumentación de medida necesarias y personal preparado para el análisis de las muestras, con lo que la incorporación de estos procedimientos será una tarea relativamente sencilla a pesar de la complejidad de los mismos.

Este proyecto tiene dos objetivos diferenciados:

- Desarrollo del modelo metabólico completo para la estimación de dosis por incorporación de radionucleidos (funciones de retención y excreción para la interpretación tanto de medidas *in vivo* como medidas *in vitro*) derivado del modelo

pulmonar del ICRP-66, mediante la formulación matemática del mismo, y desarrollo de un programa de ordenador en entorno Windows, compatible con los equipos de dosimetría interna actualmente existentes en las centrales nucleares españolas que lo incorporen.

- Elaboración de procedimientos de actuación para medidas indirectas (*in vitro*) (programas de control, obtención de muestras biológicas, análisis radioquímico de muestras de heces y orina e interpretación de resultados en términos de incorporación, dosis comprometida y dosis efectiva) para el caso de exposición interna a emisores fundamentalmente α y β .

Los productos de este proyecto van a permitir la implantación de los nuevos modelos dosimétricos y de procedimientos de actuación a partir de las medidas indirectas de contaminación de forma homogénea en todos los centros de dosimetría interna españoles.

Proyecto dosis internas. Estudio de dosis interna en técnicas radioisotópicas *in vivo* e *in vitro* utilizadas en estudios de biología celular y molecular

Las técnicas radioisotópicas desarrolladas en biología celular y molecular implican riesgos de irradiación externa bajos; sin embargo, y dado que su ejecución implica la manipulación de fuentes no encapsuladas, el riesgo de contaminación interna entre el personal que realiza dichas actividades es patente y constituye el área de trabajo por desarrollar, ya que, hasta el momento, no se han puesto a punto procedimientos adecuados para la medida de este tipo de radioisótopos, ni se dispone de información sobre las posibles dosis derivadas de los riesgos de contaminación interna a los que están expuestos estos trabajadores.

La principal dificultad en la medida de la contaminación interna causada por la incorporación - mediante ingestión, inhalación o a través de heridas de emisores beta de baja energía, es que es necesario efectuarla mediante la realización de bioensayos de muestras biológicas, dado que no es posible su detección mediante sistemas de medida directa de la contaminación interna, tales como contadores de radiactividad corporal.

Debido a la dificultad inherente a las técnicas de medida de isótopos emisores beta

de baja energía, en España y en otros estados miembros de la Unión Europea, se ha dedicado un esfuerzo considerable a la implantación de procedimientos de control y prevención de potenciales contaminaciones internas mediante la optimización de las condiciones de trabajo y de las técnicas utilizadas; sin embargo se observa la existencia de países, como es el caso del Reino Unido, donde el organismo regulador ha desarrollado no sólo guías de trabajo sobre procedimientos de vigilancia de personal expuesto que realiza actividades que implican la manipulación de radioisótopos, como es el caso del H-3 o el C-14, sino también guías para la determinación de las dosis debidas a contaminación interna mediante bioensayos de orina.

Es por tanto apreciable el interés creciente en aquellos países donde se han desarrollado ampliamente este tipo de técnicas de análisis para poner a punto procedimientos y protocolos de medida de las potenciales dosis debidas a contaminación interna en los trabajadores implicados en este tipo de actividades.

Por tanto, se concluyó la conveniencia de realizar un estudio sobre las dosis internas en técnicas radioisotópicas, *in vivo* e *in vitro*, utilizadas en estudios de biología celular y molecular que permita paliar el deficit actual en cuanto a procedimientos

y conocimientos necesarios para la caracterización dosimétrica de contaminaciones debidas a emisores beta de baja energía y permitan desarrollar los criterios necesarios destinados a establecer programas de vigilancia de contaminación interna, dando información respecto al tipo y la frecuencia de las medidas a realizar.

En consecuencia, el proyecto que va a ser desarrollado por el Ciemat en colaboración con el Consejo Superior de Investigaciones Científicas tiene como objetivo fundamental desarrollar criterios destinados a establecer programas de monitorización interna, partiendo para ello de la realización de medidas, la interpretación de los resultados de las mismas para finalmente alcanzar a desarrollar modelos metabólicos y estimaciones dosimétricas aplicables a compuestos marcados utilizados en biología celular y molecular. Para ello

se van a llevar a cabo las siguientes actividades:

1. Caracterización de las técnicas radioisotópicas utilizadas en biología celular y molecular, determinando los riesgos de contaminación interna inherentes a las distintas técnicas, seleccionando aquellas en las que exista un riesgo significativo de contaminación interna.
2. Seleccionadas las técnicas con riesgo significativo, se realizarán medidas iniciales de contaminación interna, estableciendo los grupos de personas a medir.
3. Establecimiento de un programa de monitorización personal definiendo los requerimientos necesarios para realizar las medidas, la frecuencia, el método de medida, la sensibilidad y precisión y el protocolo de medida.

Proyecto flujo neutrónico. Modelización del flujo neutrónico en el recinto de contención de una central nuclear

Los riesgos producidos por los neutrones se han comenzado a tener en cuenta a partir de la entrada en funcionamiento de las primeras centrales nucleares de agua a presión (1977-1978) de 900 MWe. En un principio, si bien por razones de seguridad distintas de las de radioprotección, el acceso al recinto de contención estaba prohibido durante su normal funcionamiento, en determinadas circunstancias era necesario entrar en su interior. A causa del nivel elevado de las tasas de dosis en ciertas zonas, el acceso al interior de este recinto tenía un carácter excepcional y se producía cuando la central funcionaba a potencia reducida. Por razones de disponibilidad, en la actualidad existe la necesidad de poder intervenir en el recinto de contención incluso cuando se trabaja a la potencia nominal. Aunque las actuaciones son infrecuentes, de corta duración y afectan a pocas personas, se pueden recibir dosis significativas como consecuencia de dichas actuaciones.

En la actualidad, la dosimetría individual de las personas que trabajan en campos de radiación neutrónicos, es todavía un tema que está lejos de ser resuelto con un nivel comparable al de la radiación gamma. Ninguno de los detectores pasivos desarrollados antes

de 1985 resultan convenientes para una dosimetría de neutrones en una central nuclear, ya sea por su mala respuesta espectral o por su insuficiente sensibilidad.

Antes de la llegada de los dosímetros de burbuja, la única dosimetría individual de neutrones se realizaba a partir de la dosimetría de zona según procedimientos homologados y aplicados por igual en todas las centrales. El equivalente de dosis se obtiene efectuando simplemente el producto de la tasa de dosis equivalente por el tiempo de permanencia en cada puesto de trabajo. La tasa de dosis equivalente se controla por equipos portátiles y se valida comparándola con los valores de la cartografía de dosis establecida en el momento de su puesta en marcha. Esta dosimetría resulta relativamente imprecisa y es tediosa de llevar a cabo.

Esta situación condujo a que en el año 1990 se crease dentro de la Unión Europea un grupo de trabajo que tenía como objetivo definir un dosímetro personal de lectura directa para neutrones, que suministrase la información en términos de tasas y dosis equivalentes respectivamente. En esta línea la UE financió dos proyectos (BI7020 y FI3P-CT93-0072) para el diseño de este dosímetro, en los que participó el Grupo de Física de las Radiaciones de la Univesidad Autónoma de Barcelona. En

este diseño se han encontrado importantes dificultades al no poder realizar una buena separación de las señales parásitas producidas por la radiación gamma, por lo que hay que contar con un periodo de unos cinco años antes de que pueda ser operacional.

Ante esta panorámica, y con objeto de poder agilizar las entradas de personal a contención y evaluar de una manera más realista las dosis recibidas, se planteó el desarrollo de una metodología de aplicación general a las centrales nucleares españolas, que permita calcular los espectros de neutrones existentes en el recinto de contención de una central nuclear mediante el empleo

de un modelo de simulación a partir de la geometría del edificio de contención y del reactor, de sus parámetros operativos, de los blindajes asociados y de los flujos neutrónicos que escapan de la vasija del reactor, y validar adecuadamente estos resultados.

El objetivo principal del proyecto consiste en desarrollar una metodología de aplicación general, que permita estimar los espectros de neutrones existentes en el recinto de contención de una central nuclear mediante el empleo de un modelo de simulación con Monte-Carlo, adecuadamente validado mediante el empleo de detectores de neutrones.

Proyecto partículas calientes. Desarrollo de un método de medida y cálculo para su aplicación a la dosimetría de partículas calientes

La evaluación de la dosis en piel producida por pequeñas fuentes radiactivas emisoras β y γ se planteó a raíz del accidente de TMI y sobre todo del de Chernobyl. Estas pequeñas fuentes o partículas (en inglés *hot particles*) en un reactor nuclear, están constituidas por pequeños fragmentos de combustible (FCI) o productos de corrosión y erosión que han sido activados al pasar cerca del reactor.

En el primer caso su composición varía con el tiempo y un porcentaje elevado de su actividad (entre 40 Bq y 400 kBq), se debe a la presencia de emisores beta puros con energías máximas del orden de 3 MeV y un valor medio inferior a 0,8 MeV. Formando parte de su composición y dependiendo de su edad, pueden contribuir a las dosis un total de 17 radionúclidos. En el caso de productos de corrosión o erosión activados, el radionúclido predominante es el Co-60.

A las características radiológicas de las partículas calientes, tales como su alta actividad específica y ser emisoras de partículas beta de alta energía, se añade la circunstancia de su difícil detección como consecuencia de su pequeño tamaño (1 μm -100 μm)

y su gran movilidad, lo que hace posible que puedan ser atrapadas por el vestuario del personal.

El riesgo de exposición externa es elevado en la piel dado sus pequeñas dimensiones, pudiendo pequeñas cantidades de tejido ser expuestos a altísimas dosis de forma no homogénea dando lugar a importantes daños.

Por lo que respecta a los efectos agudos deterministas producidos por estas partículas en una irradiación externa, suelen ser la ulceración o necrosis. La determinación del umbral de dosis para este efecto es de gran importancia si se tiene en cuenta su dependencia con el espectro beta de dichas partículas, profundidad y superficie de irradiación. La ICRP ha propuesto una dosis umbral para una superficie de 1cm^2 y una profundidad de 10 a 15 $\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$.

El principal efecto estocástico asociado a la irradiación en piel es el de cáncer, que se suele evaluar por extrapolación de los datos estadísticos correspondientes al riesgo de inducción de tumores de piel por irradiación ultravioleta.

Diferentes grupos de trabajo han estudiado diversas técnicas de medida para determinar las dosis en piel originadas por las partículas calientes. Estas medidas experimentales han sido comparadas con las obtenidas

por simulación, encontrándose diferencias notables entre ambas, lo que sugiere la necesidad de continuar el estudio en ambas vertientes incorporando otros códigos de simulación que en un principio están más adaptados al transporte de electrones (EGS4-PRESTA).

El objetivo principal del proyecto, es desarrollar un procedimiento que permita mediante el empleo de una dosimetría por

termoluminiscencia, medir $H_p(0,07)$. Este dosímetro una vez optimizado para adaptarlo a las características exigidas por las partículas calientes permitiría validar los resultados obtenidos por simulación con Monte-Carlo (códigos EGS4-PRESTA, VARSKIN), referentes a la distribución superficial y en profundidad de las dosis en piel, suministradas por estas partículas calientes, en función del tamaño, geometría, densidad y composición de las mismas.

3. Protección radiológica del público y el medio ambiente

Principales áreas de investigación:

- 3.1. Impacto radiológico ambiental de la operación de las instalaciones nucleares.
- 3.2. Consecuencias radiológicas de los accidentes severos: gestión de emergencias y recuperación ambiental
- 3.3. Radiación natural

3.1. Impacto radiológico ambiental de la operación de las instalaciones nucleares

La operación normal de las instalaciones nucleares da lugar a la evacuación al medio ambiente de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, así como a la disposición fuera de la instalación de residuos sólidos.

La evaluación del impacto radiológico que origina esta situación ha llevado al desarrollo de métodos de cálculo y a programas experimentales para progresar en este conocimiento, de modo que los resultados obtenidos permitan una mejor vigilancia y control de la calidad radiológica del medio ambiente y una garantía de que la población no está expuesta a riesgos radiológicos innecesarios.

Por otra parte, es necesario conocer el comportamiento de los radionucleidos, especialmente los de vida larga y relevancia biológica, mediante la realización de estudios sobre los mecanismos que condicionan su migración, acumulación y transferencia en el medio ambiente.

Finalmente, el conocimiento de determinados hábitos, por ejemplo los alimenticios, es fundamental para la estimación de las dosis recibidas por la población.

Previsión de actividades

En relación con este área, hay un conjunto de actividades programadas, algunas de ellas en curso, que son objeto de consideración por el CSN a fin de poder establecer con este centro, y con otros interesados que sean competentes, las colaboraciones más adecuadas. Estas actividades son:

- Estudios que permitan aumentar la fiabilidad de las medidas de la tasa de dosis ambiental.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - Sondas.
 - Hongos II.
 - Dietas.

- Estudios encaminados a la caracterización del campo de radiación externa en un emplazamiento, identificando a los radionucleidos que lo originan y permitiendo simultáneamente la estimación de las dosis ambientales resultantes mediante algoritmos de cálculo.
- Estudios de transferencias de radionucleidos.

- Acuerdos:
 - CSN-Unesa.
 - CSN-Universidad de Extremadura.
 - CSN-Ciemat.
- Tareas adicionales.

Proyecto sondas. Procedimiento para la calibración de las sondas de medida de la tasa de dosis ambientales

Las medidas de dosis ambientales, por parte de las centrales nucleares, han puesto de manifiesto frecuentes discrepancias en las medidas realizadas con distintas sondas de tasa de dosis ambiental. Las diferencias observadas entre diversas sondas indican que fuera de las condiciones de calibración estándar de laboratorio, las medidas proporcionadas no corresponden fielmente a la tasa de dosis ambiental real. Este hecho hace conveniente el desarrollo de un procedimiento corrector que permita obtener valores más próximos a los reales que los detectados directamente por el equipo y, en cualquier caso, valores más próximos entre sí para sondas distintas. Este procedimiento, que podría ser calificado como una "calibración ambiental", involucrará no sólo a la propia sonda, sino también ciertos aspectos relacionados con el entorno físico del punto de medida y con las condiciones atmosféricas.

El desarrollo de este procedimiento de calibración ambiental es de interés no sólo para el funcionamiento de los sistemas de vigilancia ambiental de las centrales nucleares, sino también para la gestión de los datos obtenidos en las redes de vigilancia radiológica como REVIRA. Así por ejemplo, una

de las dificultades asociadas a estas medidas es la comparación entre los datos proporcionados por distintas redes, especialmente cuando las respectivas estaciones están dotadas con sondas de distintos fabricantes.

El objetivo principal del proyecto consiste en desarrollar un procedimiento que permita aumentar la fiabilidad de las medidas de la tasa de dosis ambiental proporcionadas por una sonda, de manera que los valores obtenidos sean prácticamente independientes de la sonda utilizada.

La realización de este proyecto implica la obtención de diferentes productos que se pueden agrupar en:

- Manual que contenga un conjunto de procedimientos para realizar calibraciones ambientales de sondas de medida de la tasa de dosis gamma, de manera que se optimice la calibración de las mismas, y permita realizar comparaciones entre valores medidos por sondas distintas, evitando las variaciones en las lecturas debidas a diferencias en la respuesta de cada una de ellas frente a la radiación ambiental, y entre distintas estaciones de vigilancia de la radiación ambiental, aun cuando las sondas de que estén dotadas sean de distintos fabricantes.
- Metodología y técnicas que permitan evaluar la influencia de las distintas fuentes de radiación natural sobre las

sondas de medida de tasa de dosis ambiental, y para relacionar las variaciones de parámetros meteorológicos con las variaciones de la tasa de dosis. Dichas técnicas podrán basarse en el desarrollo

de códigos de cálculo para evaluar las condiciones del entorno físico de la sonda y determinar, en cada instante, las variaciones de la tasa de dosis derivadas de las mismas.

Proyecto Hongos II. Estudio de la transferencia de la radiactividad a los hongos. Interacciones y consecuencias (2.^a Fase)

La capacidad que poseen los talofitos (musgos líquenes y hongos) para ser utilizados como bioindicadores de diferentes elementos presentes en el medio ambiente, entre ellos los radiactivos, se ha constatado a través de diversos estudios realizados en varios países. En nuestro país, se realizó un primer estudio a fin de cuantificar la transferencia de Cs y Sr en diferentes tipos de hongos preferentemente comestibles, en condiciones de crecimiento controlado en laboratorio, estudiando la influencia relativa de los diferentes parámetros que condicionan su incorporación, como son la diferencia temporal entre el momento de la contaminación y la fructificación, las posibles interferencias existentes con otros cationes estables (Ca y K) y la influencia de la temperatura y la humedad relativa.

Dicho trabajo puede considerarse como el primer estudio de transferencia de radionucleidos en hongos realizado en condiciones controladas de laboratorio.

A la vista de los resultados obtenidos se ha planteado un nuevo estudio con los siguientes objetivos:

- Certificar el comportamiento ya apuntado para el cesio y el estroncio en su incorporación a los hongos, considerando los periodos temporales más altos posibles, intentando dilucidar el papel que en dicha incorporación juegan los principales cationes estables competidores, la homogeneidad o no de la distribución de la contaminación en el cuerpo fructífero y la influencia del grado de maduración del fruto.
- Estudiar comparativamente para un representante de cada uno de los dos grandes tipos nutricionales, saprófitos y micorrícicos, la dinámica de la transferencia de la contaminación radiactiva para los dos radioelementos antes citados, estroncio y cesio.
- Contrastar con las especies de setas pertenecientes a los tipos nutricionales micorrícico y saprófito recolectadas en ecosistemas naturales, los resultados obtenidos para la transferencia de radionucleidos en los apartados anteriores, intentando valorar las causas que pueden producir alteraciones significativas sobre los resultados extraídos de las experiencias de laboratorio si las hubiere.

Proyecto DIETAS. Estudio sobre dietas y hábitos alimentarios en la población española

La emisión de radionucleidos al medio ambiente puede dar lugar a su transferencia a través de las cadenas alimentarias, y por tanto, su incorporación al hombre. El cálculo de las dosis recibidas como consecuencia de la ingestión de dichos alimentos requiere conocer de la forma más precisa posible la actividad incorporada, lo que conlleva el conocimiento de los hábitos alimenticios de la población. A fin de sustituir los parámetros teóricos utilizados actualmente por valores realistas, es necesaria la realización de estudios que permitan identificar dichos hábitos.

El proyecto se realiza mediante la colaboración entre el Ciemat y el Departamento de Nutrición de la Facultad de Farmacia de Madrid y se llevará a cabo en diez provincias españolas, elegidas en función de su representatividad en cuanto a consumos a nivel nacional, existencia en su territorio de centrales nucleares, instalaciones del ciclo o instalaciones radiactivas de envergadura en hospitales e industrias, y existencia de grandes núcleos de población. Se tendrán en cuenta los grupos de edad recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación nº 60 y se considerará una amplia variedad de alimentos representativos de la dieta española.

Los datos obtenidos en las encuestas se someterán a un tratamiento estadístico completo y permitirán disponer de valores de tasas de consumo a nivel de las provincias estudiadas y a nivel nacional para cada grupo de alimentos estudiados y para los individuos medio, máximo y mínimo de cada grupo de edad.

En resumen, el estudio tiene como fin la obtención de unas tasas de consumo en diferentes grupos de edad de la población española más actuales y acordes con la realidad de los hábitos alimenticios de dicha población, para lo cual expertos en nutrición realizarán encuestas entre individuos seleccionados encaminadas a la obtención de datos altamente fiables, ya que estarán basados en el consumo real de alimentos por los individuos.

Los valores de consumo que se obtengan como consecuencia del estudio permitirán mejorar en gran medida la exactitud de las estimaciones de impacto radiológico exterior que realice en un futuro el CSN, tanto si se trata de verificar el cumplimiento de los límites de vertido establecidos para las instalaciones susceptibles de emitir radiactividad al medio ambiente como si se trata de estimar de modo realista el impacto radiológico sobre la población tal como requiere la Unión Europea.

Tareas adicionales

Caracterización dosimétrica de emplazamientos mediante sistemas de Espectrometría gamma in situ (SEGIS)

Aplicación y realización de medidas con SEGIS en distintas situaciones que pueden resultar de interés radiológico

1. Cálculo de distribuciones espectrales de dosis ambientales externas.
2. Desarrollo de un método para la localización e identificación de áreas de actividad elevada en estudios radiométricos.
3. Caracterización de la respuesta SEGIS a la radiación cósmica.
4. Estudio de la aplicación de SEGIS a entornos complejos. Emplazamientos urbanos y locales interiores.
5. Realización de medidas SEGIS en escenarios reales.

3.2. Consecuencias radiológicas de los accidentes severos: gestión de emergencias y recuperación ambiental

Es preciso analizar los efectos radiológicos en el exterior de la instalación en caso de escape de una fracción importante del inventario de isótopos radiactivos presentes en el combustible y estudiar su dispersión en las zonas adyacentes, las medidas de emergencia a establecer para proteger a la población y las actividades previstas para la recuperación ambiental de los terrenos contaminados.

El análisis de las consecuencias radiológicas atribuibles a los accidentes severos comenzó con la propia energía nuclear; en primer lugar, de forma desagregada o determinista y más recientemente dentro de la metodología probabilista. En el primer caso, los estudios realizados dieron lugar al desarrollo de varios códigos de cálculo que consideran, a partir de un término fuente proporcionado al código, los fenómenos físicos relevantes y estiman las consecuencias radiológicas, sanitarias y económicas de tales escapes, como consecuencia del accidente severo postulado. En el segundo caso, tanto el propio término fuente como las condiciones de dispersión y las propias consecuencias se estudian de forma integrada, considerando además el carácter aleatorio del propio término fuente, así como el de

los parámetros de dispersión y climatológicos que definen las características del emplazamiento, y el propio comportamiento social de la población.

A pesar de los indudables progresos, se han iniciado diferentes proyectos internacionales analíticos con el objetivo de mejorar los procedimientos y reducir las incertidumbres asociadas con estos temas. Se está de hecho participando en trabajos que comprenden: definición de escenarios y evaluación de las contramedidas posibles en cada caso; construcción de bancos de datos de los distintos emplazamientos, identificación o desarrollo de técnicas de tratamiento y gestión de los residuos originados, sobre la base inicial de que se trata de cantidades muy grandes y no es posible una gestión convencional de tales residuos.

Dadas las responsabilidades que el PLABEN (Plan Básico de Emergencias Nucleares) asigna a Ciemat y Enresa, la consideración de estos aspectos debe incluir a dichas instituciones, dentro de un programa tripartito, que podrá incluir otras instituciones soporte.

Con frecuencia se presenta la necesidad de investigar las repercusiones actuales de las acciones de remedio tomadas durante sucesos ocurridos en el pasado, por si hubiesen dado lugar a situaciones radiológicas de

riesgo, que no se consideran aceptables hoy día, y que exigen la adopción de medidas correctoras. A su vez, estas medidas correctoras deben optimizarse en el sentido de que los recursos gastados en su implantación compensen la disminución de ries-

go que se pueda conseguir. Para determinar este nivel óptimo, es necesaria la determinación de parámetros no conocidos suficientemente de antemano o la generación de nuevas técnicas no existentes hasta la fecha.

Previsión de actividades

Se prevén los siguientes trabajos adicionales:

- Actualizar el conjunto de datos reales de las zonas afectadas en torno a los emplazamientos de las centrales nucleares españolas, de acuerdo con los requisitos establecidos por la UE.
- Desarrollar herramientas de apoyo a la toma de decisiones:
 - Preparar los códigos para servir de base a sistemas de apoyo a la toma de decisiones durante las emergencias.
 - Estudiar la influencia de las incertidumbres y las variaciones posibles de

los parámetros de entrada sobre los resultados proporcionados por los códigos que antes se mencionan.

- Efectuar estudios encaminados a mejorar la eficacia de la gestión de emergencia
 - Llevar a cabo estudios técnicos básicos para la actuación en las distintas fases de las emergencias.
- Desarrollar tecnologías encaminadas a la rehabilitación de entornos contaminados: el objetivo común de los estudios encaminados a la recuperación ambiental es la evaluación del riesgo y la definición de medidas de reducción del mismo, considerando los factores sociales y económicos pertinentes.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - Proyecto TEMAS.

- Proyecto Vulnerabilidad.
- Acuerdos:
 - CSN- Ciemat.
- Tareas adicionales

Proyecto TEMAS

Este proyecto se está llevando a cabo, bajo el patrocinio de la Unión Europea, dentro del Programa Específico de Seguridad de la Fisión Nuclear correspondiente al IV Programa Marco de I & D de la UE, siendo el Ciemat el coordinador del mismo a través de su Departamento de Impacto Ambiental de la Energía.

El proyecto se gestiona mediante un contrato de asociación UE-CIEMAT. En él participan siete organismos europeos de otros tantos países comunitarios: Ciemat (España), GSF (Alemania), NRPB (Inglaterra), U. LUND (Suecia), RPII (Irlanda), IPSN (Francia), FSAGx (Bélgica).

El objetivo del proyecto TEMAS es el desarrollo de una herramienta informática, que considerando en su conjunto todos los aspectos de aplicabilidad, ayude en la toma de decisiones, a escala local, acerca de las estrategias de restauración a seguir tras un accidente nuclear.

Para alcanzar dicho objetivo se llevarán a cabo las siguientes actividades que se han distribuido entre las organizaciones participantes en el mismo:

- Desarrollar un sistema de clasificación para entornos agrícolas, seminaturales y

urbanos, basados en factores tales como la topografía, climatología, uso y tipo de suelo, y vías potenciales de exposición.

- Evaluar la aplicabilidad de las técnicas de recuperación propias para cada uno de los escenarios identificados en el punto anterior.
- Llegar a conocer mejor los efectos secundarios producidos por la aplicación de dichas técnicas, y de los métodos más adecuados de tratamiento y depósito de residuos generados durante la intervención.
- Desarrollar un procedimiento metodológico de ayuda a la toma de decisión para la intervención.

El DIAE/Ciemat además de coordinador del proyecto, participa en dos áreas fundamentales del mismo, por una parte colabora con el IPSN en la evaluación y tratamiento de los residuos generados en la intervención, por otra es responsable del desarrollo de la metodología de análisis y optimización de las estrategias de intervención.

El resultado del proyecto supondrá un avance en el tratamiento de las fases posteriores en los planes de actuación tras un accidente nuclear con consecuencias ambientales.

Proyecto Vulnerabilidad

El proyecto pretende caracterizar la vulnerabilidad radiológica de los suelos españoles en caso de un accidente nuclear grave en relación con la vegetación natural y los cultivos.

El proyecto se está realizando en el Departamento de Impacto Ambiental de la Energía del Ciemat.

El estudio se centra en los suelos agrícolas y seminaturales españoles, mediante la asignación de Índices de Vulnerabilidad representativos del impacto radiológico que se derivaría de una potencial contaminación accidental por Cs-134/137 y Sr-90.

Este objetivo incluye, en el caso de suelos agrícolas, una valoración del modo en que las distintas prácticas agrícolas (abonos orgánicos y minerales y tipo de riego) pueden influir sobre la movilidad y disponibilidad de ambos contaminantes. La fase final del

proyecto se dirige a la incorporación de los resultados obtenidos en un sistema informático georreferenciado y a la base de datos del código TEMAS.

En este proyecto participa además, la Universidad Politécnica de Madrid (UPM) a través del departamento de Biología Vegetal de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Agrónomos (ETSIA) bajo acuerdo específico de colaboración con el Ciemat.

El CSN está interesado en obtener una información peninsular específica capaz de ser utilizada por los códigos para la intervención tras accidente, RODOS Y TEMAS, que están siendo desarrollados bajo patrocinio de la UE dentro del programa específico de seguridad de la fisión nuclear, correspondiente al IV Programa Marco de I & D de la UE. Todo ello supondrá disponer a nivel nacional de los criterios adecuados para enfrentar una situación de contaminación radiológica ambiental.

Tareas adicionales

Procedimiento para la estimación de términos fuente durante posibles accidentes en centrales nucleares

El objetivo principal es el desarrollo de una herramienta que permita realizar el diagnóstico del estado radiológico real de la

planta a partir de la interpretación de los datos obtenidos de la instrumentación y permita, en consecuencia, evaluar la actividad que será liberada mediante una actuación a dos niveles: uno visible constituido por el mapa de monitores y otro oculto, pero relacionado con el anterior utilizando una lógica difusa, constituido por el conjunto de condiciones de accidente precalculadas.

3.3. Radiación natural

El UNSCEAR, en su informe del año 1993, ya indicaba que la dosis efectiva media anual a nivel mundial, debida a la radiación natural, está estimada en 2,4 mSv, contribuyendo la inhalación del Rn-222 en un 50%.

La consideración de las concentraciones de radón existentes en el interior de las edificaciones como la principal fuente de radiación natural ha llevado a que las primeras recomendaciones surgidas sobre protección a la radiación natural hayan estado encaminadas a limitar la exposición de la población a esta fuente de radiación recomendando el uso de niveles de acción para iniciar la intervención.

En España se tiene conocimiento del contenido de diferentes isótopos naturales en distintas vías de exposición al hombre, tanto directas como indirectas, a través de los resultados que se vienen obteniendo en los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental. También hay que considerar la información existente sobre los niveles de radiación gamma obtenida a través de los PVRA, la red de estaciones automáticas del CSN y el Proyecto Marna.

Adicionalmente, el proyecto Radón ha suministrado un primer conocimiento de los niveles de Rn 222 en el interior de edificios y se han identificado puntos de altos valores que superan los recomendados por ICRP. Queda por realizar un estudio de la dosis recibida por la población, para, en su caso, establecer medidas de mitigación o remedio.

Entre las modificaciones incluidas en la revisión de las normas básicas de protección radiológica, Directiva 96/29/Euratom, se encuentran la extensión del ámbito de aplicación a actividades profesionales que impliquen una exposición a fuentes naturales de radiación y que den lugar a un aumento significativo de la exposición de los trabajadores o miembros del público, que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica.

Este hecho plantea la necesidad de llevar a cabo estudios que contribuyan a identificar tales actividades.

Finalmente se contempla continuar con las tareas encaminadas a completar los mapas de radiación gamma natural en España.

Previsión de actividades

- Estudio de las dosis que recibe la población como base para el establecimiento de medidas de remedio en aquellas zonas o poblaciones donde se han identificado, o se identifique en un futuro, viviendas con concentraciones elevadas de radón.
- Desarrollo del mapa de radiación gamma natural de España.
- Desarrollo de sistemas de medida que permitan la caracterización ambiental de las viviendas y lugares de trabajo.

Acciones consideradas

- Proyectos de investigación:
 - MARNA 3.
 - RADNAT II.
- Acuerdos:
 - CSN - Universidad de Cantabria
 - CSN - Enusa
- Tareas adicionales.

Proyecto MARNA 3

Como ya se ha indicado, se va a continuar la realización de mapas a diversas escalas a fin de conocer los niveles de radiación natural en España.

Desde el punto de vista de la protección radiológica los resultados del proyecto pueden constituir la base de partida para identificar las zonas de mayor fondo radiactivo natural.

Asimismo pueden constituir una inestimable ayuda en el planteamiento de estudios complementarios, como por ejemplo identificación de zonas propensas a la posible existencia de niveles elevados de radón.

De este modo se pueden distribuir mejor los recursos destinados a tales estudios, al poder plantear directamente las áreas primordiales de interés, eliminando la necesidad de barridos previos.

Proyecto RADNATII. Evaluación de las dosis de radiación natural recibidas por la población en el entorno de las instalaciones del ciclo del combustible

Hasta la fecha, son escasos los datos de que se dispone acerca de las dosis de radiación natural debidas a fuentes naturales recibidas por la población que reside en el entorno de las instalaciones del ciclo del combustible y de las zonas uraníferas españolas, muchas de las cuales fueron en su tiempo centros de explotaciones mineras enmarcadas en el ciclo del combustible

Este nuevo estudio se podría plantear como una continuación de la línea de investigación iniciada con el estudio de las dosis de radiación natural recibidas por la población en el entorno de las centrales nucleares españolas.

Para conseguir el objetivo general del proyecto se llevarán a cabo las siguientes actividades:

- Recogida de muestras de suelos y realización de los análisis pertinentes para determinar las concentraciones de K-40, Ra-226 y Th-232 existentes en los mismos.
- Medida de los niveles de radiación gamma en el exterior e interior de las viviendas seleccionadas en las distintas poblaciones.
- Medida de los niveles de Radon-222 en el interior de viviendas seleccionadas en las distintas poblaciones.
- Medida de los contenidos de radiactividad presentes en el agua de bebida en poblaciones seleccionadas.
- Estimación de las dosis recibidas por los habitantes de las diferentes zonas por la totalidad y cada una de las distintas vías de exposición consideradas en el proyecto.

Tareas adicionales

Ampliación de los resultados obtenidos en el estudio de las dosis de radiación natu-

ral en el entorno de las centrales nucleares, mediante determinaciones adicionales de concentraciones de radón en el interior de viviendas.

4. Otros temas

Proyecto percepción del riesgo. Percepción y comunicación del riesgo radiológico

Se pretende alcanzar una mayor comprensión de la percepción del riesgo por parte de la opinión pública, identificar factores clave en la eficacia de la comunicación sobre el riesgo y formular estrategias de comunicación eficaces. Se centra fundamentalmente en el riesgo asociado a la operación en plantas nucleares y en el relacionado con el transporte y almacenamiento de residuos radiactivos, aunque se incluyen otros riesgos por radiaciones ionizantes (radón, rayos X) y no ionizantes. Se desarrolla a escala nacional y europea, con la participación de España en el proyecto Riskpercom del IV Programa Marco, lo que permite establecer comparaciones de la situación española con la de los países participantes.

Comenzó en 1996 con la realización de las dos primeras oleadas de encuestas sobre percepción de distintos tipos de riesgos. En

1997 y 1998 continuaron los trabajos de opinión pública para determinar el impacto de los medios de comunicación sobre los ciudadanos, al cumplirse el décimo aniversario del accidente de Chernóbil.

También se han analizado diferentes casos de estudio sobre estrategias de comunicación de riesgo en los países participantes. Entre otros, se ha estudiado la comunicación llevada a cabo por los organismos reguladores.

La fase final del proyecto pretende establecer las diferencias de percepción entre los expertos y el público, y el grado de confianza de unos y de otros en las instituciones y autoridades de referencia.

El objetivo final es llegar a conocer factores clave en la percepción del riesgo radiológico que permitan establecer pautas para la comunicación al público por parte de las autoridades. Todo ello permitirá mejorar las estrategias de comunicación para lograr transmitir los mensajes con mayor claridad y eficacia.

Anexos

1. Presupuesto para proyectos de investigación en 1999 y su distribución por áreas temáticas

Emplazamientos	37.200.000 ptas.
Termohidraulica y neutrónica	29.100.000 ptas.
Accidentes severos	53.600.000 ptas.
Análisis del riesgo	60.400.000 ptas.
Integridad estructural	83.600.000 ptas.
Instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos	29.300.000 ptas.
Subtotal Seguridad Nuclear	293.200.000 ptas.
Efectos de las radiaciones ionizantes	21.300.000 ptas.
Protección radiológica ocupacional	4.200.000 ptas.
Dosimetría	28.200.000 ptas.
Impacto radiológico ambiental II NN	8.300.000 ptas.
Consecuencias radiológicas accidentes	14.200.000 ptas.
Radiación natural	2.400.000 ptas.
Percepción del riesgo	4.700.000 ptas.
Subtotal Protección Radiológica	83.300.000 ptas.
TOTAL	371.800.000 ptas.

2. Lista de acrónimos

ADN	Acido Desoxiribonucleico.	COPMA	<i>Computerised Operation Manuals</i> (Procedimientos operativos computerizados).
AGP	Almacén Geológico Profundo.	COOPRA	<i>Cooperative International Program on Probabilistic Risk Assessment Research</i> . (Programa internacional de investigación conjunta sobre análisis probabilista de seguridad).
AMYS	Asociación de Medicina y Seguridad en el Trabajo.		
APS	Análisis Probabilista de Seguridad.		
ASP	Análisis de Secuencias de Precursores de Accidentes.	CSARP	<i>Cooperative Severe Accident Research Program</i> . (Programa de investigación conjunta sobre accidentes severos).
BEIR	<i>Biological Effects of Ionizing Radiation</i> . (Efectos biológicos de la radiación ionizante).		
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i> . (Reactor de Agua en Ebullición).	CSN	Consejo de Seguridad Nuclear.
CAMP	<i>Code Applications and Maintenance Program</i> . (Programa de aplicaciones y mantenimiento de códigos).	CSNI	<i>Committee on the Safety of Nuclear Installations</i> . (Comité para la seguridad de las instalaciones nucleares).
CAMS	<i>Computerized Accident Management System</i> . (Sistema computerizado de gestión de accidentes).	CTN	Cátedra de Tecnología Nuclear.
CC NN	Centrales nucleares.	DACNE	Datos Asociación Centrales Nucleares Españolas.
CEDEX	Centro de Estudios y Experimentación del MOPTMA.	DSIN	<i>Direction de la Sûrete des Installations Nucléaires</i> (Dirección de seguridad de instalaciones nucleares).
CGR	<i>Cooling Gas Reactor</i> (Reactor refrigerado por gas).	DTN	Agrupación Eléctrica por el Desarrollo Tecnológico Nuclear.
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.	EC	Evaluación (integrada) del Comportamiento (de un AGP).

EE UU	Estados Unidos.	I + C	Instrumentación y Control.
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos, S.A.	IARC	<i>International Agency for Research on Cancer.</i> (Organismo internacional de investigación sobre el cáncer).
ENUSA	Empresa Nacional del Uranio, S.A.		
ES	Evaluación (integrada) de la Seguridad (de un AGP).	ICAP	<i>International Code Assessment Program.</i> (Programa internacional de evaluación de códigos).
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.		
ETSII	Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.	ICDE	<i>International Common-Cause Failure Data Exchange</i> (Intercambio internacional de datos de fallos de causa común).
ETSIM	Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas.		
EURATOM	Comunidad Europea de la Energía Atómica.	ICRP	<i>International Commission on Radiological Protection.</i> (Comisión internacional de protección radiológica).
FISH	<i>Fluorescence In Situ Hybridization.</i> (Hibridación <i>in situ</i> con fluorescencia).		
FPT	<i>Fission Products Test.</i> (Prueba sobre productos de fisión).	IINN	Instalaciones nucleares.
GQA	<i>Graded Quality Assurance</i> (Garantía de calidad gradual).	IPSN	<i>Institut de Protection et Sureté Nucleaire.</i> (Instituto de protección y seguridad nuclear).
HAMMLAB	<i>Halden Man-Machine Interaction Laboratory</i> (Laboratorio sobre interacción hombre-máquina en el centro de Halden).	ISAM	<i>International Programme on Implementation of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste</i> (Programa internacional sobre metodologías de análisis de seguridad de instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos próximas a la superficie).
HIDROBAP	Hidrología en Medios de Baja Permeabilidad.		
HSE	<i>Health and Safety Executive</i> (Autoridad suprema de salud y seguridad).		

ISI	<i>In Service Inspection</i> (Inspección en servicio).	OCDE	Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico.
ISO	Indicador de Seguridad Operativa.	OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica.
ISP	<i>International Standard Problem</i> . (Problema estandar internacional).	P+T	Partición y Tramutación.
JEN	Junta de Energía Nuclear.	OMS	Organización Mundial de la Salud.
LOCA	<i>Loss of Coolant Accident</i> . (Accidente con pérdida de refrigerante).	PAAG	<i>Performance Assessment Advisory Group</i> . (Grupo asesor sobre evaluación del comportamiento).
LSI	Laboratorio Subterráneo de Investigación.	PC	<i>Personal Computer</i> . (Ordenador personal).
MACE	<i>Melt Attack and Coolability Experiments</i> . (Experimentos de ataque y refrigeración del fundido).	PCI	Plan Coordinado de Investigación.
MARNA	Mapa de Radiación Natural de España.	PETRA	Procesos Acoplados de Transporte Reactivo de Radionucleidos.
MCAP	<i>MELCOR Code Assessment Program</i> . (Programa de evaluación del código MELCOR).	PORV	<i>Power Operated Relief Valve</i> . (Válvula de alivio motorizada).
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i> . (Agencia de energía nuclear).	PRORI	Protección Radiológica Operacional en Radiología Intervencionista.
NPA	<i>Nuclear Plant Analyzer</i> (Análizador de central nuclear).	PWG	<i>Principal Working Group</i> . (Grupo principal de trabajo).
NSC	<i>Nuclear Science Committee</i> . (Comité de la ciencia nuclear).	PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i> . (Reactor de agua a presión).
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i> . (Comisión reguladora nuclear).	RWMC	<i>Radioactive Waste Management Committee</i> . (Comité de gestión de residuos radiactivos).

R5SCAP	RELAP5/SCDAP <i>Code Assessment Program</i> . (Programa de evaluación del código RELAP5/SCDAP).	UDC	Universidad de La Coruña.
		UE	Unión Europea.
		UNESA	Unidad Eléctrica, S.A.
SEDE	<i>Coordinating Group on Site Evaluation and Design of Experiments for Radioactive Wastes Disposal</i> (Grupo de coordinación sobre evaluación de emplazamientos y diseño de experimentos relativos al almacenamiento de residuos radiactivos).	UNSCEAR	<i>United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation</i> (Comité científico de las Naciones Unidas sobre los efectos de la radiación atómica).
		UPC	Universidad Politécnica de Cataluña.
SHISTO	<i>Sismicidad Histórica. TEMAS Techniques and Management Strategies for Environmental Restoration and their Ecological Consequences</i> . (Técnicas y estrategias de gestión para restauración ambiental y sus consecuencias ecológicas).	UPM	Universidad Politécnica de Madrid.
		UPV	Universidad Politécnica de Valencia.
		UZ	Universidad de Zaragoza.
		USEPRI	<i>United States Electric Power Research Institute</i> . (Instituto de investigación de energía eléctrica de Estados Unidos).
TMI-2	<i>Three Mile Island-2</i> . (Isla Tres Millas-Unidad 2).		
TREM	Transferencia de Radionucleidos en Ecosistemas Mediterráneos.	USNRC	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i> . (Comisión reguladora nuclear de Estados Unidos).
UAB	Universidad Autónoma de Barcelona.		
UCM	Universidad Complutense de Madrid.	WASSAC	<i>Waste Safety Standards Advisory Committee</i> . (Comité asesor de normas de seguridad sobre residuos).

3. Relación de códigos referenciados

		MELCOR	Código integrado, desarrollado por la NRC, destinado al análisis global del accidente severo. Su capacidad llega hasta la determinación del término fuente.
CONTAIN	Análisis termohidráulico y de comportamiento de aerosoles en la contención de LWRs, durante accidentes severos.		
CONV	Análisis del comportamiento del corium en el fondo de la vasija del reactor.	RAMONA	Código estadounidense, de análisis neutrónico.
CORCON	Análisis de interacción térmica y química entre el corium fundido depositado en la cavidad del reactor y el hormigón del suelo de la cavidad, durante un accidente grave.	RELAP5/MOD3	Análisis de transitorios y LOCAS en reactores LWR.
		RELAP5/SCDAP	Análisis detallado mecanicista de accidentes con fusión de núcleo en el sistema primario de reactores LWR.
CORVEL	Cálculo, en tiempo real, de concentraciones de radioisótopos contenidos en vertidos líquidos accidentales, en aguas superficiales.	SCDAP	Módulo del código RELAP5/SCDAP, que en el pasado se usaba como código independiente, destinado al análisis de los fenómenos de degradación del núcleo durante un accidente severo.
COSYMA	Determinación de las consecuencias radiológicas después de un accidente.		
ICARE	Análisis de la degradación del combustible en fases tardías.		
MAACS	Determinación de las consecuencias radiológicas después de un accidente.	SOLGASMIX	Módulo destinado al estudio de las interacciones químicas entre los productos de fisión liberados al sistema primario en un accidente severo.
MAAP	Código integrado, desarrollado por la industria eléctrica de EE UU, destinado al análisis global del accidente severo. Su capacidad llega hasta la determinación del término fuente.	STCP	Código integrado destinado al estudio global del

	accidente severo, llegando hasta la determinación del término fuente. Antecesor de MELCOR.	VANESA	Estudio de la evolución de los productos de fisión en el interior de la contención de un LWR durante un accidente severo.
TRAC	Análisis de transitorios y LOCAs.		
TRAP-MELT	Estudio de la evolución de los productos de fisión en el interior del sistema primario de un LWR durante un accidente severo.	VICTORIA	Estudio de la evolución de los PFs en el interior del sistema primario, incluyendo el estudio de las transiciones químicas, durante un accidente severo.

**Plan de Investigación
del CSN**

Actualización año 1999

Colección Documentos
N.º 6. 1999

