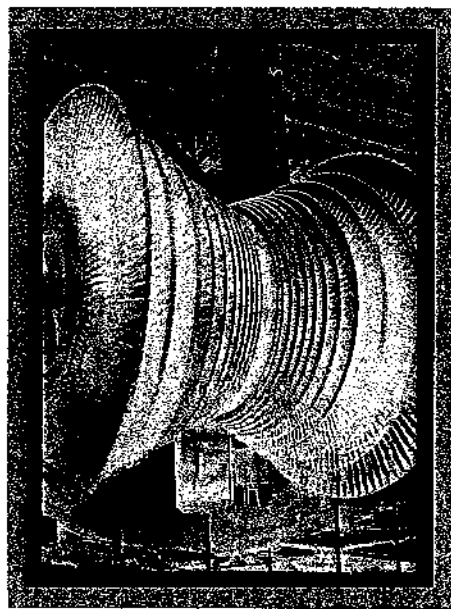




Informe sobre Desarrollo Tecnológico en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica

**Informe sobre Desarrollo Tecnológico en
Seguridad Nuclear y Protección Radiológica
1997-1998**

Coordinación:

Ana González Calvo

Angel Esteban Naudín

Prólogo

El contenido del presente informe es fruto de un importante esfuerzo que se inició en enero de 1995 con la creación, en el seno del CSN, de una Comisión sobre Investigación y Desarrollo encargada de elaborar un nuevo programa de investigación y de hacer un seguimiento de resultados.

En 1997 salió a la luz el primer *Informe sobre desarrollo tecnológico*, referido al período 1995-1996, que sirvió como base para la elaboración del *Plan quinquenal de investigación* del Consejo.

Este informe que ahora se presenta constituye una primera revisión del mismo, conservando sus objetivos y añadiendo importantes aportaciones en nuevos campos no tratados en la primera edición.

Resulta incuestionable en estos momentos que el desarrollo tecnológico proporciona constantes oportunidades a las empresas y al mismo tiempo supone un reto para su actividad. Es igualmente cierto además que en el contexto del sector nuclear el desarrollo tecnológico significa una fuente de mejora del nivel de la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, al permitir disponer de conocimientos, métodos y herramientas más avanzados para identificar aquellas áreas en las que es posible reducir los riesgos.

La tecnología de la seguridad nuclear y de la protección radiológica es esencialmente una tecnología madura dada la experiencia acumulada desde los inicios, hace un siglo, de la utilización de los materiales nucleares. Sin embargo, existen varias razones que nos obligan a continuar mejorando nuestros conocimientos y herramientas en el licenciamiento y control de tales actividades, entre las que cabría citar las siguientes:

- La necesidad de dar respuesta rápida y efectiva a los nuevos problemas que puedan producirse.
- Las nuevas decisiones de licenciamiento a las que habrá que enfrentarse, especialmente en el área de residuos radiactivos.
- La optimización del sistema regulador para eliminar ineficacias y hacerlo más sensible al riesgo y a los resultados prácticos.
- La optimización de protección radiológica.
- La necesaria búsqueda de la excelencia en nuestra actividad, que es consecuente con el incremento continuo en las demandas de seguridad por parte de la sociedad.

Teniendo en cuenta lo anterior, es fundamental convertir los nuevos conocimientos y capacidades adquiridas en los programas de investigación, en mejoras reales en la seguridad y competitividad de las instalaciones.

En esta línea, este informe representa un esfuerzo de continuidad del CSN en el análisis de la información relevante de su entorno científico y tecnológico para enriquecer sus conocimientos y aplicarlos en proyectos concretos de investigación. Trata, en definitiva, de conseguir que cualquier proceso de innovación tecnológica que se haya considerado de interés y que se haya decidido incorporar al plan de investigación del CSN, incluya tanto la generación de conocimiento tecnológico como su aplicación práctica.

El informe plantea temas nuevos; entre ellos uno con trascendencia para el campo de los residuos, como es el relativo a los sistemas de transmutación, que algún día podrían ser una solución complementaria al almacenamiento de los mismos y que requieren actualmente importantes recursos técnico-económicos.

También, y dado el nuevo marco liberalizado en el que se mueve el sector eléctrico, parece conveniente que se tienda a una mayor eficiencia reguladora por la vía del avance de los conocimientos y desarrollos prácticos, que evite cargas innecesarias sin alterar los factores de seguridad. En este sentido se han considerado en el informe aspectos técnicos como los análisis probabilistas de seguridad, el juicio de expertos con aplicación al riesgo sísmico, o las cuestiones planteadas por el envejecimiento de estructuras, sistemas y materiales que concitan tanta atención en los foros internacionales científicos y tecnológicos.

Por todo ello, es una satisfacción para el Consejo de Seguridad Nuclear publicar este documento, como una aportación a la reflexión sobre la problemática que se plantea en un futuro a medio plazo, en la relación entre la tecnología y el perfeccionamiento de la seguridad nuclear.

Juan Manuel Kindelán
Presidente del CSN

Índice

Presentación	9
Autores por unidades organizativas	11
Introducción	15
1. Desarrollo tecnológico en centrales nucleares	19
1.1. Visión general	19
1.2. Fragilización de la vasija de presión	23
1.3. Envejecimiento de estructuras, componentes y materiales	26
1.4. La evaluación de la seguridad de la instrumentación y control digitales	29
1.5. Desarrollo y aplicación de la regla de mantenimiento	30
1.6. Técnicas de APS	31
1.7. Juicio de expertos. Aplicación al análisis de sucesos externos, particularmente a la peligrosidad sísmica	35
1.8. Comportamiento del combustible	39
1.9. Termohidráulica	42
1.9.1. Análisis de seguridad en condiciones de parada	42
1.9.2. Fenómenos de estratificación en el circuito primario	43
1.9.3. Efecto usuario	44
1.9.4. Nuevos avances en códigos termohidráulicos	45
1.10. Emplazamientos	46
1.11. Accidentes severos	52
1.11.1. Simulación de nuevas fenomenologías	52
1.11.2. Guías de gestión de accidentes/conexión de códigos	54
1.11.3. Herramientas para la implantación del NUREG/1150	56
1.11.4. Programas experimentales	57
1.12. Factores humanos	59
1.13. Eficiencia reguladora	62
2. Desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo	65
2.1. Visión general	67
2.2. Parámetros del emplazamiento	69
2.3. Gestión de residuos de baja y media actividad	76
2.4. Almacenamiento temporal del combustible	77
2.5. Almacenamiento geológico profundo para combustible irradiado	80
2.6. Laboratorios subterráneos de investigación	83
2.7. Alternativas a la gestión de combustible irradiado	86
2.8. Sistemas híbridos de transmutación	89

3. Desarrollo tecnológico en instalaciones radiactivas	97
3.1. Visión general	99
3.2. Control de calidad en instrumentación de medicina nuclear	99
3.3. Aceleradores	101
4. Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general	105
4.1. Visión general	107
4.2. Mejoras en la gestión de emergencias nucleares. Nuevos sistemas de ayuda a la toma de decisión	108
4.2.1. Gestión de la fase III de emergencias nucleares	110
4.2.1.1 Sistema RODOS	112
4.2.1.2. TEMAS y VULNERABILIDAD	113
4.2.2. Dosis evitada	116
4.3. Restricciones de dosis	117
4.4. Métodos realistas de cálculo de dosis a la población	120
4.5. Radiación natural	121
4.6. Radiobiología, radiocarcinogénesis y epidemiología	125
4.7. Dosimetría interna	128
4.8. Dosimetría electrónica	130
5. Desarrollo regulador y normativo	133
5.1. Visión general	135
5.2. Actividades del CSN	135
5.2.1. Transposiciones	135
5.2.2. Reglamento de Protección Radiológica y Guías de Seguridad que lo desarrollan	136
5.3. Actividades de otras instituciones	141
5.3.1. Normas de protección radiológica de la Unión Europea	141
5.3.2. OIEA	142
5.3.2.1. RASSAC	142
5.3.2.2. TRANSAAC	144
5.3.2.3. WASSAC	146
5.3.2.4. ACSS	146
6. Conclusiones y recomendaciones	149
6.1. Desarrollo tecnológico en centrales nucleares	151
6.2. Desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo	157
6.3. Desarrollo tecnológico en instalaciones radiactivas	160

6.4. Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general	160
6.5. Desarrollo regulador y normativo	162
Apéndices	163
Lista de acrónimos	165
Referencias	179



Presentación

El documento constitutivo de la Comisión de Investigación y Política Tecnológica del Consejo, aprobado el 13 de junio de 1993 en la reunión número 646 del órgano colegiado, prevé que el *Informe sobre desarrollo tecnológico en seguridad nuclear y protección radiológica* sea revisado periódicamente, a juicio de dicha Comisión. La primera edición del informe se elaboró en 1996 y fue publicado en 1997 como primer número de dicho año de la colección *Informes Técnicos* del CSN.

En 1999 la Comisión consideró oportuno realizar una nueva versión del documento, lo que propuso a la preceptiva consideración del Consejo, quien dio su aprobación en la reunión número 744 del 6 de octubre. Se apreciaron dos razones fundamentales que justifican el informe realizado. Por una parte, en los tres años transcurridos se constatan avances significativos, tanto conceptuales como tecnológicos, en seguridad nuclear y en protección radiológica; por otro lado, convenía dejar una referencia escrita que cerrase el desarrollo del siglo XX y abriese una gran ventana al tercer milenio.

En el campo de la tecnología nuclear se han realizado avances significativos sobre la integridad de la barrera de presión, la incorporación de instrumentación digital, el envejecimiento y se prevé la mayor utilización del combustible e incluso la incorporación de combustibles de óxidos mixtos. Las técnicas de evaluación se basan cada vez más en los análisis probabilistas del riesgo y en las técnicas del juicio de expertos, que conviene reflejar en el informe. El esfuerzo normativo internacional realizado en el seno del Organismo Internacional de Energía Atómica tenía también que ser glosado.

La gestión de residuos radiactivos es una de las actividades más dinámicas del momento. Se ha avanzado considerablemente en el desarrollo de las tecnologías y prácticas asociadas al almacenamiento geológico profundo, tanto en EEUU como en Europa, al mismo tiempo que surgen ideas basadas en la separación y transmutación, que están alcanzando elevadas cotas de desarrollo.

La utilización de isótopos radiactivos y de la radiación en medicina, industria, agricultura e investigación está también experimentando notables avances en aspectos tales como la calidad de la instrumentación, la protección del paciente, el creciente uso de aceleradores, el mayor control de las fuentes y de la radiación y el tratamiento de emergencias.

En el campo de la protección radiológica continua la incertidumbre sobre el efecto de las dosis y tasas de dosis pequeñas y la existencia o no de un valor umbral de dosis por debajo del cual no cabe esperar efectos perjudiciales. Aunque la polémica no esté cerrada, la reglamentación inspirada por Euratom va en el sentido de la hipótesis lineal sin umbral y en la consideración de la radiactividad natural, todo lo cual tendrá repercusiones en la práctica de la protección radiológica. Por otro lado, ya se han presentado, para discusión internacional, nuevas bases para el establecimiento de un Sistema Internacional de Protección Radiológica que mantendría y mejoraría la pragmatidad del sistema actual, relegando al campo de la investigación la interacción de las radiaciones de las células vivas.

Como en la edición anterior, la Comisión desea que el documento sea una referencia útil para los especialistas del sector. Dentro del propio Consejo de Seguridad Nuclear, ya ha servido para desarrollar la nueva revisión del *Plan de Investigación*. La Comisión ruega a los lectores, tanto externos como propios, que así lo estimen oportuno, comuniquen a la Dirección Técnica del Consejo cuantas observaciones y sugerencias encuentren justificadas.

Comisión de Investigación y Política Tecnológica

Autores por unidades organizativas

La elaboración de este informe ha sido posible gracias a la contribución de las personas que figuran a continuación y a la participación de todos los subdirectores del CSN. De manera especial han colaborado José Ignacio Villadóniga, José Luis Butragueño y Eugenio Gil López por ser las subdirecciones de Tecnología, Protección Radiológica y del Ciclo y Residuos las más estrechamente ligadas con la promoción de la investigación por parte del organismo.

- *Subdirección General de Ciclo y Residuos*

Eugenio Gil López

Julia López de la Higuera

Francisco Javier Rodríguez Arévalo

María del Carmen Ruíz López

Gonzalo Sánchez Páez

- *Subdirección General de Ingeniería*

Ángel Luis Coello Ortega

Francisco Gallardo Macía

José Román Martín Hernández

Antonio Munuera Bassols

Juan Ruíz Colino

- *Subdirección General de Instalaciones Radiactivas*

Ana Blanes Tabernero

María Luisa Ramírez Vera

Belén Tamayo Tamayo

Fernando Zamora Martín

- *Subdirección General de Protección Radiológica*

Asunción Díez Sacristán

Juan Pedro García Cadierno

Ana Hernández Álvarez

Lourdes Lara Fera

José Luis Martín Matarranz

María Jesús Muñoz González

Susana Solís Sanz

- *Subdirección General de Tecnología Nuclear*

Juan Antonio Bagués Somonte

José Ignacio Calvo Molins

Ángel Esteban Naudín

Roberto Gil de Mingo

Benito Gil Montes

José María Izquierdo Rocha

Francisco Javier Hortal Reymundo

Alfredo Lantarón Gutiérrez

Manuel Malavé de Cara

Fernando Pelayo Loscertales

Marisol Ramírez Rayo

Manuel Recio Santamaría

Fernando Robledo Sanz

José Gregorio Sánchez Cabañero

Nieves Sánchez Guitián

Enrique Suárez Mahou

Antonio Vela Guzmán

Ower Arsenio Villegas Gómez

- *Oficina de Emergencias*

Gloria Alonso Alarcón

Pedro Lardiez Holgado

Juan Carlos Lentijo Lentijo

- *Asesoría Jurídica*

Fernando Piqueras Soriano

- *Asesor Consejero*

Pedro Trueba Bellido

Introducción

Introducción

El presente *Informe sobre Desarrollo Tecnológico en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica 1997-1998*, constituye una revisión con el mismo objetivo del que se confeccionó anteriormente. De ahí que ahora se considere el desarrollo acaecido durante el bienio 1997-1998 pero con las mismas primitivas pretensiones que antes, es decir, con los antecedentes que se dispone por medio de cuanto se expuso en el anterior informe se tratará de referir el desarrollo habido en esos dos años, así como la implantación real del citado desarrollo en la mejora de las evaluaciones e inspecciones del CSN, junto con los problemas que requieren un nuevo desarrollo por no estar resueltos tecnológicamente o que precisan ser asimilados para finalmente, a la vista del estado del arte concluir, según los recursos y con el establecimiento de prioridades sobre la diversas necesidades, cuáles son los temas que necesitarían ser incorporados al *Plan de Investigación del CSN*. Resulta por tanto necesario confeccionar este informe porque presenta el *background* que existe a nivel de desarrollo para a partir de ahí seleccionar la investigación adecuada, ofreciendo un alcance lo más completo posible y definiendo así temas desde el conocimiento previo que la experiencia demanda. De esta manera también se consigue evitar la inclusión de proyectos en el *Plan de Investigación del CSN* sin ser antes valorados entre el conjunto de todos los posibles que se pueden destacar a la vista de este informe. También debe ser debidamente apreciado el papel de aproximación a la divulgación, en el sentido de publicación y no de vulgarización, que este informe supone, pues su redacción constreñida por tema a un número reducido de páginas le confiere un carácter de concisión muy deseable en la pluralidad de aspectos que el desarrollo tecnológico en esta materia precisa.

Dicho lo anterior hay que señalar que si bien el informe considera los años de 1997 y 1998, dado que la elaboración se realiza avanzado el año 1999, resulta inevitable la alusión a diversos aspectos del presente año que por su interés han sido referenciados.

Las diversas contribuciones se distribuyen en cinco áreas que son las siguientes:

Centrales nucleares, instalaciones y actividades del ciclo, instalaciones radiactivas, desarrollos tecnológicos de aplicación general y en último lugar desarrollo regulador y normativo, para finalmente terminar con la exposición de conclusiones y recomendaciones.

La información contenida en cada tema dimana obviamente de la experiencia profesional de los autores y se ha considerado como información de apoyo relevante los diversos aspectos referidos en los documentos siguientes:

Nuclear Safety Research in OECD Countries (Areas of Agreement, Areas for Further Action, Increasing Need for Collaboration), Programa tentativo del V Programa Marco de Euratom, listado de temas de proyectos de investigación que son gestionados por la NRC y finalmente *Future Nuclear Regulatory Challenges* (NEA-OCDE). Obviamente se ha tenido en cuenta también el informe anterior sobre Desarrollo Tecnológico, 1996 y el Plan Quinquenal de Investigación del CSN.

En los temas abordados en la revisión presente se mantienen unos y desaparecen otros respecto a la revisión anterior, por diversas razones, así los generadores de vapor por cuanto no presentan inicialmente una problemática por el momento que así lo determine; otros siguen mereciendo el debido interés pero no han presentado avances dignos de mención en

el período entre informes. Con enfoque particular se presenta algún tema como el juicio de expertos en relación con la peligrosidad sísmica, algún otro es nuevo como la eficiencia reguladora que tantas implicaciones tiene en un sector liberalizado. Como conclusión general puede señalarse que los temas mantienen una cierta inercia que es la consecuencia lógica de que la duración de los proyectos viene siendo plurianual. También resulta digno de ser destacado en el bienio, el establecimiento y desarrollo del Plan Integrado de Investigación CSN-Unesa que tanto peso tiene en el *Plan de Investigación del CSN*.

Finalmente, a todos los participantes designados por la Dirección Técnica del CSN que han hecho posible que este informe sea una realidad con esperanza de tener una utilidad práctica en las misiones encomendadas al organismo, los coordinadores quieren hacer expreso el sincero agradecimiento.

1. Desarrollo tecnológico en centrales nucleares

1. Desarrollo tecnológico en centrales nucleares

1.1. Visión general

En la *fragilización de la vasija de presión* se expone la metodología y normativa aplicable en la vigilancia y evaluación de la integridad estructural de las vasijas de los reactores cuando se alteran las propiedades de los materiales por efecto de la irradiación. Además se mencionan dos proyectos pertenecientes al Plan Coordinado de Investigación (PCI) establecido entre el CSN y Unesa. El primero hace referencia al promovido por el OIEA de título: *Assuring Structural of Reactor Pressure Vessels* que es la continuación de la fase tercera del anterior proyecto *Coordinated Research Programme* en el que ya España había participado y que pretende desarrollar y validar un método de ensayo para la obtención de la tenacidad de la fractura con probetas de pequeño tamaño. El segundo se refiere al proyecto denominado VENUS, de carácter internacional e investigación teórico-experimental sin coste alguno de participación, que pretende llegar a realizar predicciones computacionales del daño sufrido por los materiales; para ello se utilizaron en primer lugar los cálculos dosimétricos de la instalación de Mol con objeto de conocer las incertidumbres inherentes a las diversas técnicas de cálculo usadas, en este caso se utilizó el transporte por Monte Carlo, y después la puesta a punto de técnicas experimentales que permitan refrendar los valores del daño real al material previamente calculado y la correlación del mismo con las propiedades macroscópico-mecánicas. También se refieren los temas de mayor interés en la materia según la reunión del OIEA de 1997.

El esquema presentado en el tema de *envejecimiento de estructuras, componentes y materiales* es el mismo que el realizado en el informe anterior presentando así las actividades de empresas y organismos que en el mundo están desarrollando la gestión del envejecimiento y extensión de vida útil y en particular la situación española que por parte de las empresas propietarias llevan a cabo programas de gestión de vida útil de las centrales nucleares cuyo desarrollo es requerido sea remitido al CSN y cuya metodología llevada a cabo por Unesa ha contado con la aprobación del CSN. Todo cuanto se dice anteriormente con carácter general tiene su aplicación específica en temas tales como la vigilancia de vasija, erosión-corrosión e inspección en servicio. Se termina reflejando las actividades del Grupo de Trabajo Principal nº 3 del CSNI de acuerdo con la reunión de París de diciembre de 1998.

La *evaluación de la seguridad de la instrumentación y control digitales* está cobrando especial relevancia entre los principales organismos reguladores, como la NRC. En el CSN dentro del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa se contempla un proyecto dedicado a la obtención de metodología para su aplicación en centrales nucleares.

En EEUU, en el año 1996 ya entró en vigor el *desarrollo y aplicación de la regla de mantenimiento* por lo que fue requerido que Unesa presentase al CSN un Plan de Detalle/Metodología para empezar a cumplir con tal regla. Para ello en algunas centrales piloto se realizó un conjunto de actividades contenidas en un Plan denominado de Verificación y Validación (V&V) cuya implantación ya ha terminado. Posteriormente la Regla de Mantenimiento entrará en vigor en 1999 para ser aplicada en todas las centrales españolas. Seguidamente, mediante un conjunto de inspecciones de referencia, a realizar por parte del CSN, se pretenderá comprobar que todas las centrales han entendido las conclusiones alcan-

zadas en dicho Plan, para luego, ya hacia el año 2000, programar inspecciones con el fin de comprobar el pleno cumplimiento con la Regla de Mantenimiento. Esa es la metodología o proceso a seguir tras un período de tiempo en el que ha sido la regla gradualmente discutida y asimismo aplicada, en todas y cada una de las centrales nucleares españolas.

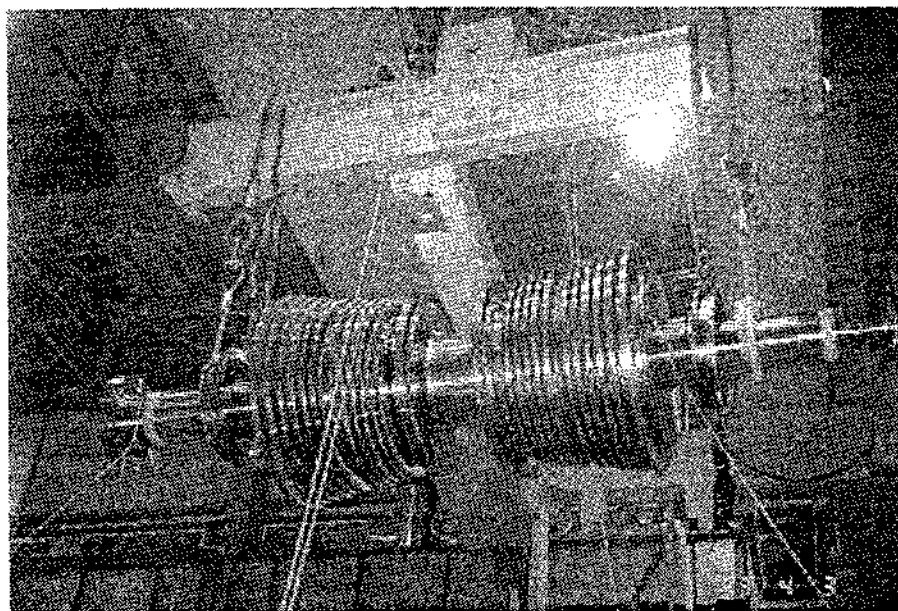


Ilustración 1. Sustitución de turbinas de Mitsubishi en la central nuclear Vandellós II en recarga de marzo/abril 1999. Rotor de alta presión. (Fuente: central nuclear Vandellós II, AIE)

Acerca del extenso tema sobre las *técnicas de APS*, debe señalarse en primer lugar que en el año 1998 se ha procedido a publicar lo que constituye la revisión 2 del *Programa Integrado de Realización y utilización de los APS en España* que establece el alcance común a todos los APS una vez actualizados y habiéndose realizado su revisión para analizar los riesgos de los sucesos internos y externos bajo cualquier modo de operación e incluso para otros tipos de fuentes de radiactividad. La consecuencia práctica es la aplicación de los resultados al diseño, operación y regulación, realizado todo de forma eficiente. Asimismo dentro del Plan Coordinado de Investigación, CSN-Unesa se desarrollan tres proyectos con aplicación sobre centrales españolas específicas que son: graduación de la garantía de calidad, inspección en servicio de tuberías y especificaciones técnicas de funcionamiento. También se exponen los temas de los cuatro grupos de trabajo que son consecuencia de los acuerdos bilaterales entre la NRC y los diversos países con energía nuclear debiendo mencionarse la fiabilidad de los sistemas digitales de instrumentación y control. Se refieren abreviadamente diferentes aspectos de otros temas de interés: sucesos externos, fuentes radiactivas en emplazamiento de centrales, mejora y mayor aplicación de los bancos de datos para APS, análisis de precursores de accidentes con valoración de incidentes reales e implantación informática de modelos, criterios de éxito y delineación de secuencias, formación de técnicos del CSN en el uso y aplicación de programas informáticos del NUREG-1150 y finalmente, en un futuro, aplicación de los APS en diversas competencias del CSN.

En el informe anterior correspondiente al año 1996 se contemplaba *el juicio de expertos* como una metodología de aplicación extensa, y en el presente informe se hace referencia a los análisis de peligrosidad sísmica que calculan la probabilidad de que se excedan ciertos valores de movimiento del terreno a causa de terremotos en coordenadas espacio-temporales determinadas. Las carencias e incertidumbres inherentes a la fenomenología en cuestión, motivó la formación de un comité senior para el análisis de la peligrosidad sísmica con el patrocinio de empresas y organismos norteamericanos. Finalmente se incluye el proceso integración / facilitación y las diversas misiones de los expertos.

La liberalización del sector eléctrico y su incidencia en los costes y aspectos de seguridad tiene especial significación en el combustible al encontrarse sometido, cada vez más, a elevadas solicitudes por razón de aumento de la potencia nominal, alargamiento del ciclo o gestión de recargas con diseños asociados a diversos suministradores, por lo que *el comportamiento del combustible*, además también, con diversos incidentes o fenomenologías, requiere la participación en grupos y proyectos internacionales de trabajo que analicen los límites y criterios de seguridad implantados en cada país y de manera especial los valores de quemado máximos admisibles, si bien ello exige inevitablemente por razón de su elevado coste la participación en proyectos internacionales dedicados al respecto como es el Proyecto del reactor CABRI del IPSN (Francia).

La *termohidráulica* se trata de manera más amplia que en la versión anterior de este informe con cuatro aspectos relevantes como son los “análisis de seguridad en condiciones de parada” que había sido expuesto con antelación y que sigue en la misma línea indicando la importancia de los modos de operación al no estar por ejemplo las singulares condiciones de parada en las matrices de validación de los códigos y demostrando así las limitaciones de los mismos en determinados escenarios. Hecho que sigue obligando a realizar análisis de planta con nuevos escenarios y a tener participación internacional en ejercicios de intercomparación teniendo asimismo resultados con aplicaciones prácticas a centrales españolas concretas. En esta ocasión se expone el tema de los “fenómenos de estratificación en el circuito primario” que se han puesto de manifiesto mediante la toma de medidas locales de temperaturas evidenciando fuertes desviaciones respecto valor medio y ello parece tener su causa en la estrategia de carga del núcleo y quemado del ciclo, con repercusión sobre parámetros de la seguridad por lo que se pretende determinar los factores que inciden en la estratificación mediante el uso de códigos de dinámica de fluidos que permitan realizar cálculos paramétricos y estudios de sensibilidad. Otro aspecto no sólo vinculado a los códigos termohidráulicos es el “efecto usuario” cuya importancia ha reconocido la NEA. El CSN consciente del problema ya está trabajando en un postprocesador termohidráulico que en un sistema experto facilitará el conocimiento del nivel de calidad de cada input y su correspondiente output. Los “Nuevos avances en códigos termohidráulicos” como el proyecto de un código consolidado por parte de la NRC que integre avances como el indicado antes del efecto usuario o desarrollos avanzados en la interfaz agua-vapor y la existencia de tres códigos termohidráulicos desarrollados durante 30 años bajo el patrocinio de la NRC pero básicamente con los mismos objetivos y por consiguiente con la problemática inherente a tal circunstancia, como es la inadecuada eficacia de los diversos tipos de recursos involucrados y correspondientes costes y dificultades derivadas de la diversificación de modelos, exigen una participación activa del CSN en este campo.

El tema de *emplazamientos* sigue mostrando una línea de firme continuidad con cuanto la primera versión del documento ya expresó. Así, se da cuenta de una relación de proyectos dedicados al conocimiento de los parámetros de fenómenos externos y de los parámetros que caracterizan los diversos y diferentes medios respecto a la dispersión de contaminante. También se va definiendo la metodología a seguir por medio de herramientas de diversa índole. Tómese a título de ejemplo las dedicadas a la modelación, predicción o análisis de la dispersión de contaminantes o a la valoración de la calidad de los datos sísmicos. Dentro de la ingeniería del terreno se mencionan los programas de vigilancia y control por medio del uso de la instrumentación y toma de medidas y el uso de las técnicas de análisis.

El tema de *accidentes severos* se esquematiza en la simulación de nuevas fenomenologías en donde se exponen las necesidades de modelación con una mayor precisión y conocimiento de fenómenos tales como el fallo en fondo de vasija, distribución de hidrógeno en la contención y calentamiento directo de la misma. Asimismo se mencionan los proyectos necesarios en el ámbito de los accidentes severos que deben cubrirse experimentalmente o que requieren de análisis y modelación con códigos de cálculo. Las guías de gestión de accidentes y conexión de códigos es otro importante aspecto desde el momento que las actuaciones de los operadores de las centrales se pueden computerizar en la evolución de escenarios, resultando de interés en el análisis de las guías de gestión en caso de accidente grave. También se menciona el acoplamiento de códigos y sistemas de procedimientos con el ánimo de evaluar procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidentes severos. Termina el tema con la presentación de las herramientas para la implantación del NUREG-1150 con especial referencia al código MELCOR y a los programas experimentales Phebus/FP y RASPLAV-II con las experiencias previstas.

Con los antecedentes que sobre los *factores humanos* se expusieron en el informe correspondiente al año 1996, se continúa en el presente informe recogiendo las principales actividades que han tenido destacable desarrollo en el período 1997-1998 y que proceden principalmente del acuerdo de investigación CSN-NRC que pone su énfasis en el diseño de las centrales nucleares y modificaciones al diseño de las que ya operan. El Proyecto del Reactor Halden (HRP) de la OCDE continúa siendo el marco de referencia en los temas relativos a los sistemas de apoyo del operador. Finalmente el Plan Coordinado de Investigación entre el CSN y Unesa contempla desde la perspectiva de los factores humanos dos proyectos: modelación de los errores de comisión de los APS y la evaluación y modelación del impacto de la organización y dirección en la seguridad que tanta aplicación encuentran cuando se analizan las implicaciones de un sector eléctrico liberalizado.

Ante la experiencia acumulada por los explotadores de las instalaciones nucleares se reclama con firme insistencia que los organismos reguladores impongan requisitos que no sean excesivos si el impacto sobre los niveles de seguridad se demuestra intrascendente. Ese análisis previo procederá de los APS de manera muy decisiva, por lo que la búsqueda de una *eficiencia reguladora*, tan capital en su incidencia económica en un marco desregularizado, requiere la atención de las más relevantes autoridades reguladoras del mundo, y con tal fin se ha procedido a realizar tres aplicaciones piloto en España con un importante alcance. La eliminación de incertidumbres que varíen los márgenes de seguridad y la posibilidad de la autorregulación que requiere una especial armonía entre la autoridad y el administrado, son frutos de una eficiencia reguladora basada en la experiencia operativa que determina una regulación que se basará en un riesgo determinado por los análisis probabilistas de seguridad.

1.2. Fragilización de la vasija de presión

Las propiedades mecánicas de los aceros utilizados en la fabricación de las vasijas de los reactores nucleares experimentan diferentes cambios durante su vida útil como consecuencia de la radiación neutrónica. Los efectos macroscópicos más importantes son un decrecimiento en la tenacidad del material así como un incremento en la temperatura de transición dúctil-frágil, lo cual da como resultado la probabilidad de propagación rápida de las posibles grietas existentes en condiciones de rotura frágil. Dado que la parte cilíndrica de la vasija que rodea al núcleo está expuesta a bombardeo neutrónico, esta región llega a ser la más limitativa tras un cierto período de tiempo de vida de la central.

Con objeto de hacer un seguimiento del estado de la vasija y poder predecir con suficiente antelación el nivel de degradación causado por la irradiación, se extraen y analizan, a determinados intervalos, cápsulas que contienen muestras representativas de los materiales críticos de la vasija. Los apéndices G y H del 10 CFR 50 (US Code of Federal Regulations) establecen los requisitos que deben cumplir los materiales de la vasija del reactor, así como los análisis que se deben realizar con el fin de asegurar la integridad de la vasija desde el punto de vista de rotura frágil. En este contexto hay establecido un programa de vigilancia de los materiales de la vasija que cubre todos los reactores españoles. De acuerdo con las normas ASTM E-185 y KTA-3203, un número adecuado de cápsulas son extraídas y analizadas a lo largo de la vida útil del reactor. Para los reactores de agua en ebullición (BWR), cuyas vasijas reciben menor flujo neutrónico que las de los reactores de agua a presión (PWR), el número de cápsulas requeridas es inferior y en esos casos, cápsulas que contienen solamente dosímetros se introducen junto con aquellas que contienen dosímetros y probetas de los materiales de interés.

Las cápsulas de vigilancia contienen probetas de tracción, para ensayo Charpy V y en ciertas ocasiones CT (*Compact Testing*) y TPB (*Triple Point Bending*) para ensayos de mecánica de la fractura del material base, soldadura y zona afectada térmicamente por la soldadura. En las cápsulas de vigilancia también se incluyen dosímetros neutrónicos y monitores de temperatura.

Los estudios de los materiales de interés se centran, entre otros, en controlar la temperatura de referencia RT_{NDT} (*Reference Temperature of Nil-Ductility Transition*) y la energía requerida para una fractura totalmente dúctil, USE (*Upper Shelf Energy*). Como dato de partida, característico de cada material, se consideran los valores de RT_{NDT} y USE iniciales, así como la composición química de cada uno de ellos.

Al igual que sucede con la norma KTA-3203, emitida por el Organismo Regulador alemán, en EEUU se utiliza la Regulatory Guide 1.99 que permite calcular los valores de RT_{NDT} a partir de los resultados del análisis de las cápsulas extraídas en el programa de vigilancia de la vasija.

Basándose en los datos disponibles, se puede concluir que la tenacidad de los aceros de las vasijas de los reactores de las centrales nucleares españolas satisfacen los requisitos establecidos en la normativa aplicable para la operación segura de las mismas.

Actualmente se realizan grandes esfuerzos en todo el mundo para desarrollar una normativa para la obtención de la tenacidad de fractura por medio de probetas Charpy V preagrie-

tadas, sometidas a un ensayo de flexión en tres puntos, sin tener que recurrir al método indirecto que se utiliza en los vigentes programas de vigilancia de los materiales de las vasijas.

Conscientes de esta problemática, el OIEA ha promovido el proyecto *Assuring Structural of Reactor Pressure Vessels*. Este proyecto es la continuación de la Fase III (Coordinated Research Programme, CRP III) del proyecto *Optimizing of Reactor Pressure Vessel Surveillance Programmes and Their Analysis*, en el cual tomaron parte quince países, desde el año 1983 hasta 1994, y en el que España tuvo una activa participación a través del proyecto sobre "Comportamiento frente a la irradiación neutrónica de los materiales de la vasija".

La participación española en el programa del OIEA, se enmarca dentro del Plan Coordinado de Investigación del CSN y el sector eléctrico en el proyecto:

Aseguramiento de la integridad estructural de la vasija a presión de los reactores tipo PWR y BWR. El principal objetivo del proyecto *Assuring Structural Integrity of Reactor Pressure Vessels* es el desarrollo y validación de un método de ensayo para la obtención de la tenacidad de fractura a partir de probetas de pequeño tamaño, aplicable a programas de vigilancia. Los resultados podrían utilizarse internacionalmente, y los datos de tenacidad de fractura aportarían un conocimiento más preciso de las condiciones de las vasijas de presión de los reactores nucleares para ayudar a asegurar su integridad estructural.

El programa de investigación se encuentra en su última fase, teniendo previsto su finalización a lo largo del año 1999.

Un proyecto que se enmarca también como el anterior en el Plan Coordinado de Investigación establecido entre el CSN y Unesa es el Proyecto VENUS que ha tenido su desarrollo calculo-analítico en el bienio 97-98, posteriormente se realizará la experimentación y el cálculo de daño, y que se acomete tras la firma de un Convenio Nacional para el desarrollo de la participación española en los *benchmarks* VENUS I y III y la evaluación del daño por irradiación, entre el Consejo de Seguridad Nuclear, el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, el Instituto de Fusión Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid, Unidad Eléctrica, S.A. y Tecnatom, S.A.

El convenio firmado por los participantes es consecuencia de las actividades programadas por el Comité para la Ciencia Nuclear de la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, a través del Grupo de Trabajo Específico dedicado al Cálculo de Dosis por Radiación y Modelación de la Degradación por Radiación Nuclear de los Componentes del Reactor.

Los objetivos básicos de VENUS son claros y diferenciados, agrupándose las actividades en dos fases; la primera trata de realizar investigaciones teóricas y experimentales sobre cálculos de dosis que permitan conocer el estado del arte actual de las metodologías empleadas para la determinación de los flujos neutrónicos en las vasijas de los reactores nucleares y sus internos. En su segunda fase se pretende la cuantificación del daño al material mediante la predicción por cálculo y su correlación posterior con variables experimentalmente obtenidas en laboratorios habilitados al efecto. Como consecuencia de sendas fases se desprenden beneficios notorios, que pueden resumirse así:

- Validación de la metodología de cálculo de flujo (fluencia) en la vasija de presión del reactor e internos. La validación, inicialmente concebida, se estableció mediante las actividades siguientes:
 - Contraste de los resultados experimentales de VENUS con los resultados obtenidos con la metodología del transporte de neutrones usando ordenadas discretas.
 - Contraste con los resultados experimentales pero usando la metodología de Monte Carlo para el transporte de neutrones.
 - Intercomparación de resultados obtenidos con las metodologías antedichas.
- Cuantificación del daño de utilidad para la extensión de vida útil:
 - Implantación y formación en herramientas de cálculo que permiten la descripción y comprensión de mecanismos microscópicos asociados a los efectos del daño por irradiación neutrónica.
 - Implantación y formación en códigos de Dinámica Molecular para determinación de daños.
 - Mejora del entendimiento del papel jugado por la microquímica y microestructura del material en el daño sufrido por los materiales de vasija.

A continuación se mencionan algunas referencias dadas en reuniones internacionales sobre el tema de fragilización por irradiación y mitigación de sus efectos.

En la reunión de especialistas (IAEA. Specialist Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation. 26-29 April, 1999) se recogieron las recomendaciones de la reunión anterior celebrada en Rusia el año 1997, en donde se fijaron los temas en los que se debía centrar la atención. Son, muy concisamente, los siguientes:

- Soporte continuado de la base de datos internacional del OIEA.
- Medida del cobre en solución en los materiales de aceros de vasija del reactor.
- Determinación del papel del fósforo en la producción de daño durante la irradiación (y efectos del tratamiento térmico) para un mejor entendimiento de los mecanismos de endurecimiento y de no-endurecimiento.
- Mejora del entendimiento, en lo relativo a cambio de los potenciales mecanismos, de los aceros de alto contenido en níquel y efectos de la alta fluencia neutrónica.
- Cuantificación de los materiales de referencia existentes (JRQ y WSST) para cubrir las necesidades de vigilancia presentes y futuras.
- Los informes debieran darse, en cuanto al daño por irradiación se refiere, en valores de fluencia en términos de $E > 5$ MeV y $E > 1$ MeV. Posteriores reuniones solicitarán también el daño en términos de dpa's.
- Se enfatiza sobre los ensayos de medida directa de la tenacidad a la fractura y el uso de la Master Curve.

- Se necesitan resultados obtenidos mediante ensayos de tenacidad a la fractura dinámicos.
- Se deben seguir haciendo comparaciones entre los cambios en la tenacidad a la fractura y los producidos en los ensayos Charpy V notch.
- Debe mejorar la caracterización de las propiedades del material a través del espesor, considerando los efectos de la irradiación para poder hacer adecuados estudios de integridad estructural.
- El OIEA necesita hacer un catálogo de instalaciones de irradiación que puedan usarse para los aceros de vasija.
- El efecto del flujo de irradiación debería continuar en estudio.

1.3. Envejecimiento de estructuras, componentes y materiales

Se entiende por envejecimiento la continua degradación de los materiales y funciones de los componentes a lo largo del tiempo en condiciones de servicio (operación normal y transitorios).

Todos los materiales de una central nuclear pueden envejecer y perder total o parcialmente su efectividad definida en el diseño. Si no se gestiona adecuadamente, el envejecimiento puede ser un problema no sólo para los componentes activos, sino también para los pasivos.

La degradación de estructuras, componentes y sistemas de una central nuclear es una consecuencia lógica de su operación. Una vez superados los problemas asociados al comienzo de operación de la planta, se alcanza un período de duración aproximada entre diez y quince años en los que se alcanza un máximo de operatividad. Al final de este período, la disponibilidad de la planta va disminuyendo como consecuencia de fallos y reparaciones.

Estos fallos debidos a envejecimiento pueden comprometer los márgenes de seguridad de diseño e incrementar el riesgo de operación de la central.

La identificación de los agentes que aceleran el envejecimiento de las distintas estructuras, componentes y sistemas así como los mecanismos de degradación que actúan en cada uno de ellos, es un problema esencialmente técnico.

Varios países han desarrollado programas sistemáticos de envejecimiento. En España, aunque no existe un programa como tal, los grupos de propietarios realizan estudios de envejecimiento sobre algunos componentes de centrales de los tipos PWR y BWR.

La mayor parte de las centrales americanas iniciaron su operación al comienzo de los años 70, por lo que debido a la actual duración de las licencias de operación, entre los años 2005 y 2010 la capacidad de generación eléctrica de origen nuclear disminuirá bruscamente.

Este problema también existe en otros países, y en el caso de España, dos centrales alcanzarán los cuarenta años de operación a comienzo de los años dos mil.

Como consecuencia de lo anterior, varias centrales en todo el mundo han comenzado a desarrollar programas de extensión de vida (PLEX) y de gestión de vida útil (PLIM), con el objeto de gestionar adecuadamente los efectos del envejecimiento de la instalación y de mantener abierta la opción de solicitar la extensión de la licencia de operación.

La posible concesión de ampliaciones de licencia lleva aparejada una actividad de desarrollo normativo para presentar solicitudes, definición de alcances, revisión de solicitudes, códigos aplicables, etc. Esta actividad en la bibliografía inglesa se denomina *Renewal*.

A continuación se presenta el desarrollo en otros países y en diversos organismos internacionales:

Estados Unidos:

Desde el punto de vista de la NRC el objetivo de la gestión del envejecimiento es mantener las bases técnicas sobre las que se concedieron las licencias de operación a las centrales.

El programa de investigación en envejecimiento de la NRC se denomina NPAR (Nuclear Plant Aging Research Program) y su estado de desarrollo, en el que han participado varios laboratorios de investigación, ha permitido la aparición de la *License Renewal Rule* en el Code of Federal Regulations, y diverso soporte normativo como el NUREG-1299 *Standard Review Plan for License Renewal* y la Regulatory Guide 1.70.

Francia:

En Francia existe una organización específica dentro de EdF para coordinar todos los aspectos de envejecimiento y extensión de vida. Periódicamente informa a las autoridades de seguridad nuclear.

Cada área de trabajo, que puede ser un componente crítico, es desarrollada por dos especialistas, de la central y de los diseñadores. Actualmente existen aproximadamente treinta de estos grupos.

En estos estudios participan activamente Framatome, Alsthom y el Comisariado de Energía Atómica (CEA).

Organismos internacionales:

En la OCDE existe el *Expert Group on Plant Life Management* (PLIM) donde participan tanto organismos reguladores como empresas propietarias. La representación española está a cargo del Grupo de Propietarios.

En el desarrollo del programa de envejecimiento del OIEA han participado numerosos países, algunos de ellos ya históricos, como EEUU, Alemania, Reino Unido, Francia, Rusia, Suiza, Yugoslavia, Suecia, Finlandia, Bélgica, Checoslovaquia, Canadá, Argentina y Pakistán. La principal característica del programa del OIEA es el desarrollo de una metodología de gestión del envejecimiento de estructuras, componentes y sistemas relacionados con la seguridad.

Las actividades en España pueden dividirse en:

Empresas propietarias:

En la actualidad todas las centrales españolas están requeridas por sus permisos de explotación a remitir al CSN anualmente el estado de desarrollo de las actividades relacionadas con los programas de gestión de vida útil. Asimismo, el sistema de

revisiones periódicas de la seguridad implantado en el CSN requiere la existencia de dichos programas.

Los programas de gestión de vida útil de las centrales españolas se han desarrollado o se están desarrollando según la metodología de Unesa, metodología evaluada por el CSN como aceptable en el tema de gestión de vida útil.

Actividades del CSN:

Básicamente las actividades del CSN se han centrado en el mantenimiento al día de la información existente sobre los distintos programas de envejecimiento y gestión de vida útil, así como el seguimiento de programas específicos como vigilancia de materiales de la vasija, erosión/corrosión, inspección en servicio, etc., y evaluaciones e inspecciones de sustituciones de componentes afectados por envejecimiento.

Asimismo se ha asistido a diversos cursos y congresos relacionados con el envejecimiento y la extensión de vida. También se han mantenido reuniones esporádicas con los responsables del programa NPAR en la NRC.

Hasta la fecha se ha evaluado la metodología Unesa de gestión de vida y los programas de gestión de vida útil de las centrales nucleares de Santa M^a de Garoña y José Cabrera. Se prevé evaluar los restantes programas de centrales españolas en los próximos dos años, en función del estado de avance de los mismos.

Dentro de este apartado parece también oportuno reflejar que en el Grupo Principal de Trabajo n^o 3 del Comité para la Seguridad de las Instalaciones Nucleares (CSNI) de la NEA, dedicado a la Integridad de Componentes y Estructuras, en la reunión n^o 26 del citado Comité, celebrada en París en diciembre de 1998, se destacaron diversos aspectos llevados a cabo en su seno que relativos al envejecimiento son los siguientes:

- Se ha completado un informe sobre materiales orgánicos e implicaciones en el tema de envejecimiento de cables que lleva a cabo el OIEA.
- Se está preparando una posición técnica que en la gestión del envejecimiento cubra aspectos de la evaluación de las centrales de agua ligera con largos períodos de operación, tales como mecanismos de degradación con rápida evolución al comienzo y posterior efecto de saturación o bien con largos períodos de incubación de defectos y rápida velocidad de degradación al final.
- Está en consideración, para ser realizado con otros grupos de trabajo del CSNI, la realización de un *benchmark*, sobre tasas de fallo en tuberías.
- Se va a proceder a realizar un trabajo sobre el efecto acumulativo de los cambios del diseño en los márgenes de seguridad.
- Continúa el *benchmark* sobre análisis del Choque Térmico a Presión de manera integrada con otros grupos de trabajo de estudios termohidráulicos y empleando metodologías determinista y probabilista que tratan análisis térmicos estructurales y análisis mecánicos y de fractura.

- Dos Round Robin tratan el aumento de grietas por fatiga. Ambos con material proporcionado por CEA: el primero sobre placa, ya finalizado, y un segundo sobre tubería.
- Se encuentra en fase de preparación por VTT de un informe de situación sobre *monitoring*.
- Se encuentran en fase de consideración previa dos *benchmarks* sobre tensiones residuales y fallo del fondo de la vasija del reactor.

En lo que concierne al tema de envejecimiento de estructuras de hormigón se destacan los temas relativos a:

- Pérdida de tensión en tendones pretensados de contención.
- Desarrollo de prioridades en NDE's aplicables a las estructuras de hormigón.
- Análisis por elementos finitos de estructuras de hormigón degradadas.
- Corrosión de las estructuras de hormigón e instrumentación y vigilancia.
- Gestión de vida de las estructuras de hormigón e interacción de envejecimiento con la ingeniería sísmica.

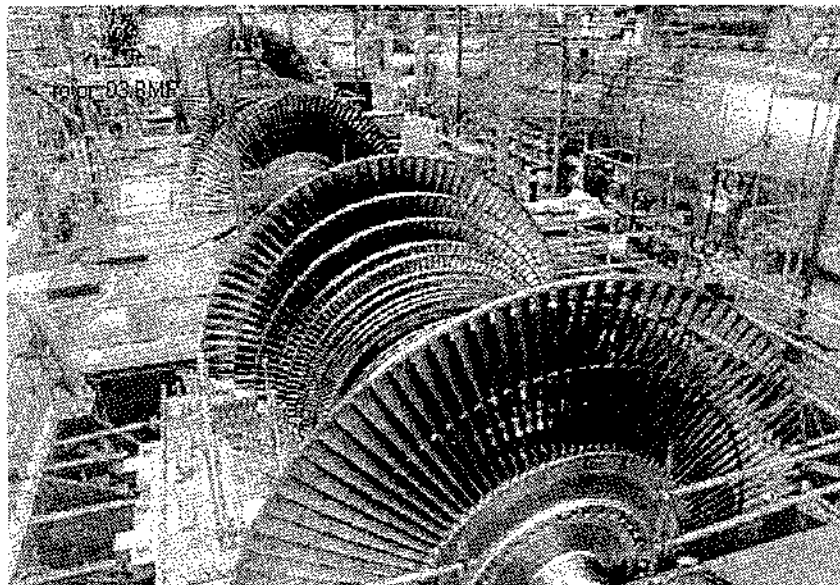


Ilustración 2. Rotores de baja presión instalados en la central nuclear Vandellós II
(Fuente: central nuclear Vandellós II, AIE)

1.4. La evaluación de la seguridad de la instrumentación y control digitales

Tras los antecedentes que sobre el tema se expusieron en la versión anterior de este Informe de Desarrollo Tecnológico, basta con añadir que está siendo puesto en marcha, pues ya se recomendaba en las conclusiones de dicho informe, un proyecto para la obtención de una "Metodología para la aplicación de instrumentación digital en centrales nucleares" el cual se ubica en el marco del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa.

El alcance de este proyecto de una duración aproximada de 18 meses, contempla el análisis de la metodología que debería ser considerada en la aplicación de un sistema de instrumentación

digital en una central nuclear, y su contrastación y adquisición de experiencia sobre la base de aplicación a unos proyectos piloto potencialmente factibles de ser llevados a la práctica en centrales nucleares.

1.5. Desarrollo y aplicación de la regla de mantenimiento

En diciembre de 1998, ha finalizado el Plan de Verificación y Validación (V&V) de la Regla de Mantenimiento (RM) que se había iniciado en el último trimestre del año 1996 según se indicó en la anterior revisión del presente informe, que prueba y especifica en mayor detalle la forma de cumplimiento del "Plan de detalle/ Metodología" presentado por Unesa y aprobado por la Dirección Técnica del CSN en 1996.

Tal y como se indicó, el contenido de dicho Plan de V&V ha consistido en la realización por parte de las centrales piloto de las actividades relativas a alcance, significación para el riesgo, análisis de fallos funcionales evitables por mantenimiento, balance disponibilidad/ fiabilidad y evaluación de estructuras, sistemas y componentes (ESC's) fuera de servicio para mantenimiento en dos plantas piloto, habiendo sido el mismo revisado y evaluado por el CSN.

Como consecuencia de lo anterior y previo acuerdo del consejo del CSN, la Regla de Mantenimiento, que contiene los requisitos del 10CFR50.65 de la NRC, entrará en vigor para las centrales nucleares españolas el día uno de abril de 1999.

Durante el presente año de 1999 están planificadas una serie de "Inspecciones de Referencia", una a cada central nuclear española, excluyendo la central nuclear de Cofrentes que mantuvo hasta el final un activo papel en el desarrollo de todas las áreas del citado Plan de V&V, y la central nuclear de Trillo que por el momento ha quedado excluida del cumplimiento con la RM.

Estas inspecciones de referencia tienen como finalidad la comprobación del perfecto entendimiento por parte del sector de las conclusiones alcanzadas en el Plan de V&V, la discusión del detalle aplicable a cada central, en su caso, y la detección de cualquier desviación en el cumplimiento de la normativa considerado importante en relación con lo aprobado por el Consejo y transmitido por el Secretario General como Instrucciones Complementarias a los PEP.

Así mismo la implantación real de la RM, implica un entrenamiento adicional que ya se está realizando y un cambio de mentalidad en el personal de las centrales nucleares cuya evolución será comprobada en el transcurso de las citadas inspecciones.

Insistiendo en lo anterior y profundizado con mayor detalle, en las inspecciones se comprobará el correcto entendimiento por parte de las centrales nucleares de la definición de las ESC's en alcance, a nivel función, tal y como ha sido requerido, lo que implica un cierto nivel de revisión de análisis previamente realizados y de información de los sistemas, la coherencia entre lo anterior con la posterior definición de la importancia para la seguridad y categorización de los distintos sistemas, así como los escenarios de aplicación de los criterios de comportamiento.

Se utilizarán los Análisis Probabilistas de Seguridad realizados, como herramienta de gran importancia para el cumplimiento de la Regla de Mantenimiento, exigiéndose como ya ha

sido requerido en las conclusiones del Plan de V&V que estos contemplen evaluaciones de riesgo globales según se vayan realizando por la central y sean actualizados periódicamente de forma que reflejen la realidad de la planta.

El correcto funcionamiento de los Paneles de Expertos, como figura responsable de la determinación de líneas de actuación, supervisión, revisión, aceptación y toma de decisiones será así mismo revisado.

Las centrales nucleares deberán realizar una correcta implantación de las conclusiones del Grupo de Trabajo de Fiabilidad formado por expertos del CSN y del sector a petición del Consejo, en relación con el criterio de comportamiento de fiabilidad. La implantación de una metodología para el establecimiento de los criterios de comportamiento de indisponibilidad que no sea la aplicación directa de los tiempos de entrada en acción de las ETF's deberá haber sido desarrollada por las centrales nucleares para el correcto cumplimiento de la normativa.

La captación y definición de fallos, fallos funcionales y fallos funcionales evitables por mantenimiento, y su coherencia con los procesos de datos de los APS's, y el establecimiento de una sistemática de determinación de causa, de acuerdo con las conclusiones alcanzadas en el Plan de V&V, deberá haber sido desarrollada por las centrales.

Finalmente se verificará la implantación de herramientas como monitores de riesgo o en su ausencia el desarrollo de matrices de riesgo para la evaluación previa a la puesta fuera de servicio de ESC's para mantenimiento, así como la realización de las evaluaciones periódicas de la eficacia del mantenimiento de las centrales nucleares requeridas por la normativa.

En el año 2000, una vez realizadas las inspecciones de referencia que corrijan posibles deficiencias en los planes de implantación globales de la Regla de Mantenimiento en las centrales, se procederá a la planificación de un plan de inspecciones regulares por parte del organismo regulador como actividad habitual del mismo, para comprobar el cumplimiento de la citada RM.

1.6. Técnicas de APS

Los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) son técnicas de análisis que están enfocadas a la estimación de la probabilidad, o frecuencia, de posibles ocurrencias de accidentes de consecuencias graves en una instalación industrial. Desde 1983 se vienen realizando APS a las centrales nucleares españolas, comenzando por la primera versión del APS de la central de Santa María de Garoña, y desde 1986 esa realización sigue las líneas del *Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España*, que en ese año aprobó y editó el CSN y que ha sido revisado en su edición 2ª, publicada en 1998.

Todas las centrales españolas cuentan ya con APS, si bien que con distintos alcances. Esto estuvo originado por la filosofía del Programa Integrado de requerir por parte del CSN los APS de forma escalonada en tiempo y alcance, para favorecer con ello la asimilación de la tecnología en el país y la realización de los proyectos con recursos de ingeniería básicamente españoles. La edición 2ª del Programa Integrado marca, no obstante, el alcance común y completo que deberán tener en su día todos los APS españoles una vez actualizados y revisados. Serán análisis de los riesgos originados por todos los posibles iniciadores de

accidentes, tanto internos como externos, en cualquier modo de operación del reactor nuclear y llegando hasta la estimación de las frecuencias y características de las posibles emisiones de productos radiactivos al exterior, que se tendrían en caso de producirse accidentes de consecuencias graves. Esas emisiones podrían también ser debidas a fuentes de radiactividad distintas de los reactores nucleares en sí. Actualmente, ningún APS español cuenta con un alcance total como el definido.

Fijando el alcance futuro de los APS españoles, el Programa Integrado, en su edición 2ª, pone mucho énfasis en las actividades de Investigación y Desarrollo que serán necesarias, tanto para llegar a ese alcance, como para consolidar diversos aspectos metodológicos de los APS, lo que irá permitiendo una cada vez más exacta estimación cuantitativa de los resultados.

La mencionada consolidación de los resultados cuantitativos irá favoreciendo el segundo de los grandes objetivos del Programa, como es el de utilizar los APS, una vez realizados, en aplicaciones que permitan un uso de los recursos de todo tipo de una forma más eficiente, al permitir concentrar más esos recursos en los aspectos realmente importantes para la seguridad. Esta posibilidad de aplicaciones de los APS radica en la capacidad que tienen estos análisis para poder discriminar la importancia para la seguridad de todos los aspectos que se encuentren modelizados en los APS.

Así pues, una vez conseguido el objetivo de llevar a cabo los APS y de mejorar la seguridad, como consecuencia de la mejora de los puntos débiles que se van identificando al ir realizando los APS, y que, de acuerdo con la experiencia, se puede decir en promedio que es una disminución de al menos un orden de magnitud en la frecuencia de accidentes con daño al núcleo, se pueden dar pasos decididos hacia las aplicaciones de los APS para mejorar también la eficiencia de muchos aspectos de la operación y de la regulación de las centrales nucleares. La metodología para aplicaciones es, pues, la segunda gran línea de actividades de investigación y desarrollo que la edición 2ª del Programa Integrado destaca y fomenta.

Siguiendo estas dos líneas, el Programa Integrado destaca catorce áreas de la tecnología de los APS y de sus aplicaciones que están necesitadas de actividades de I+D en mayor o menor grado. Las mismas, transcritas del Programa, son:

- Aspectos de accidentes severos (APS de nivel 2).
- APS para operación a baja potencia y en parada.
- Normalización de metodologías para aplicaciones de los APS.
- El APS como técnica de apoyo a la toma de decisiones.
- Aspectos informáticos para las aplicaciones de los APS.
- Aspectos de sucesos externos.
- Aspectos del análisis de fiabilidad humana.
- Mejoras de las bases de datos.
- Análisis de fallos dependientes.
- Análisis del riesgo sísmico.
- Métodos de inclusión del juicio de expertos en los APS.

- Análisis de riesgos en otros tipos de instalaciones y fuentes radiactivas.
- La consideración temporal en los APS.
- Otros temas avanzados de los análisis de fiabilidad (fiabilidad de I&C digital, sistemas pasivos y otros).

En la mayoría de las catorce áreas o se están llevando actividades o está planeado que se lleven a cabo en el próximo futuro. Algunas de ellas se tratan también, y con un mayor detalle, en otros apartados de este informe, ya que se trata de actividades de las que la modelización de los APS se puede beneficiar, aunque no son puramente probabilistas.

El Grupo Mixto del CSN y Unesa para APS y Banco de Datos dedica una buena parte de sus trabajos al lanzamiento de actividades de I+D. Así, hay en la actualidad tres proyectos del Plan Coordinado de Investigación (PCI) del CSN y Unesa que tienen como objetivo el desarrollar o validar metodologías para tres de las aplicaciones de los APS que se prevén de mayor impacto: la graduación de la garantía de calidad, de una manera más focalizada en la importancia para la seguridad (central piloto de Cofrentes), la realización de la inspección en servicio de tuberías, con frecuencias y alcances consecuentes con la importancia para la seguridad de las mismas (centrales piloto de Ascó y de Garoña), y la mejora de especificaciones técnicas de funcionamiento, para definir frecuencias de pruebas de vigilancia y tiempos permisibles de inoperabilidad de equipos de una forma más acorde con la importancia de esos equipos para la seguridad (central piloto de Ascó). Esos proyectos irán terminando y dando sus frutos a lo largo de 1999 y 2000.

El CSN y la NRC vienen teniendo sucesivos acuerdos quinquenales para la I+D en el campo de los APS desde 1985. En 1997, la NRC decidió dar un impulso generalizado a esos acuerdos bilaterales con todos los países con industria nuclear, creando el Programa Internacional de Cooperación para la I+D en APS, COOPRA. El CSN participa activamente en COOPRA, que se está mostrando como una forma potencialmente más eficaz para el intercambio previsto en el acuerdo bilateral y para, incluso, la realización de una auténtica cooperación en proyectos concretos. COOPRA intenta ir plasmando esa filosofía en sus cuatro grupos de trabajo, que son, en cierta medida, pilotos del programa y que, con sus actividades en los próximos dos o tres años, indicarán el éxito o no de COOPRA en su intento de poner en marcha actividades y proyectos de auténtica cooperación internacional. Los temas de los cuatro grupos de trabajo son: la inclusión en los modelos de los APS de los aspectos organizativos o de gestión de las centrales, los APS para modos de operación distintos de la plena potencia, los análisis de fiabilidad de los sistemas digitales de instrumentación y control y el uso de los APS en la toma de decisiones reguladoras, teniendo en cuenta las incertidumbres.

El CSN participa directamente en los dos primeros grupos, dadas las actividades que sobre esos temas se llevan a cabo actualmente en el país. En el primer caso, hay un proyecto del PCI sobre el impacto de la organización y la dirección en la seguridad y, en el segundo caso, hay dos proyectos piloto (centrales de Ascó y de Garoña) de realización de APS en Otros Modos (APSOM) que se acordó por el Grupo Mixto lanzar, como paso previo de prueba de metodología para los posteriores APSOM del resto de las centrales españolas. Para la participación, que se prevé, de acuerdo con la filosofía inicial de COOPRA, de un gran nivel de detalle y de esfuerzo, como lo está siendo hasta el momento, se cuenta con el soporte actual o futuro de organizaciones, como el Ciemat e

ingenierías, que participan en los proyectos españoles. Esta participación se espera que redunde en la mejor y más rápida implantación en los proyectos españoles de posibles desarrollos llevados a cabo en COOPRA.

Para el futuro a corto plazo, el Grupo Mixto ha destacado otros tres temas, de los identificados en la lista anterior de catorce áreas, en los que se prevé la puesta en marcha de sendos proyectos del PCI. En el primer caso se trata de metodología para análisis de sucesos externos (incendios e inundaciones) en APS para otros modos de operación, sucesos que pueden representar un riesgo significativo actualmente no analizado y que debe incluirse en los alcances comunes y futuros de los APS españoles según la edición 2ª del Programa Integrado. Un segundo tema es el de metodología para análisis de los riesgos por otras fuentes radiactivas en el interior de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas, tales como las piscinas de combustible. En estos dos casos se tratará de diseñar proyectos piloto para una central en cada caso, de los cuales se pueda concluir sobre metodologías de futuros proyectos para el resto de las centrales. Un tercer futuro posible proyecto del PCI identificado es el de mejorar las características de los bancos de datos para APS. Estos bancos están en operación en España como consecuencia de la edición 1ª del Programa Integrado y apenas han sido usados hasta el momento en los proyectos concretos de los APS españoles. Se trataría de estructurar y desarrollar esos bancos de manera que fueran conectables a los APS de cada central, favoreciendo la actualización continua de los APS y su más correcto y sencillo uso en aplicaciones.

También hay en marcha actividades relativas a otras aplicaciones de los APS, en este caso en un proyecto sólo del CSN, sobre los análisis de precursores de accidentes, desarrollado en colaboración internacional de varios países por la empresa austríaca Enconet. La metodología desarrollada en ese proyecto se trata de aplicar actualmente en la valoración de incidentes operacionales reales en centrales españolas y una vez que se sigue avanzando en la implantación informática de los modelos y datos de los APS españoles en el CSN. Para esto último, el CSN adquirió en 1998 el programa informático Risk Spectrum, en el que residen actualmente tres de los APS españoles, y se trabaja en la mecánica de adaptación a Risk Spectrum de los APS desarrollados sobre otros programas. Se espera que, a lo largo del año 2000, se cuente con la totalidad de los siete APS españoles implantados en el CSN, salvo quizá el caso de Trillo, de especiales dificultades dadas las características del diseño de esa central.

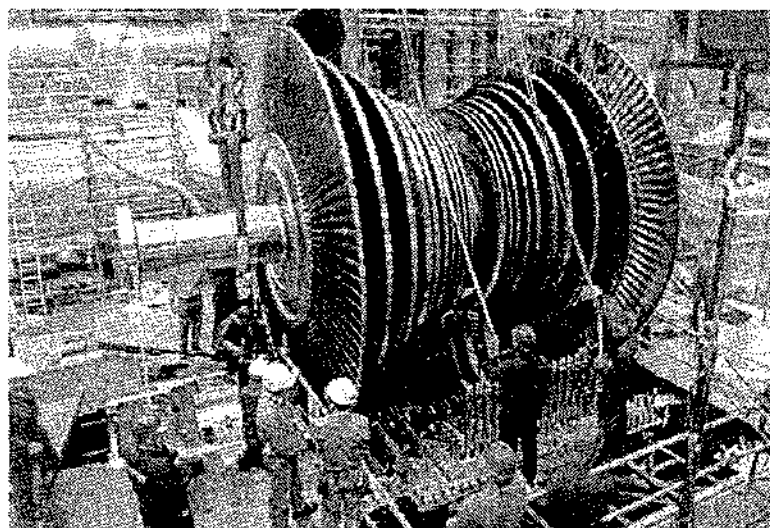


Ilustración 3. Rotor de baja presión de la central nuclear Vandellós II
(Fuente: central nuclear Vandellós II, AIE)

Hay proyectos, en el CSN también, y a más largo plazo, de desarrollo de métodos para la más correcta y sistemática definición de criterios de éxito y delineación de secuencias, integrando, incluso, el APS en estructuras integradas de cálculo que puedan tener mejor en cuenta el efecto dinámico en el desarrollo de las secuencias de accidente. La central donde esos aspectos pueden ser de mayor importancia y es el principal objeto actual de estos trabajos es la de José Cabrera. De una forma de menor alcance, pero de gran importancia por la escasez de cálculos con que se cuenta para esos modos de operación en todo el mundo, un proyecto del CSN con la Universidad de Valencia, continuación de otro anterior, analiza la termohidráulica de algunos escenarios identificados previamente en los APSOM españoles de las centrales de Vandellós II y Ascó, ratificando, o no, los criterios de éxito y delineación de secuencias en ellos modelados inicialmente. Esos análisis también pueden verse beneficiados por los intercambios y cooperación mencionados antes con relación al grupo de trabajo para APSOM del programa internacional COOPRA.

Hay que mencionar también los trabajos iniciados recientemente para la implantación en el CSN de todos los niveles 2 de los APS españoles, haciendo uso de la batería de programas informáticos usados en el proyecto del NUREG-1150 de la NRC y que han sido puestos a disposición del CSN en las evaluaciones de los niveles 2 llevadas a cabo con el soporte de la empresa suiza ERI. Dicha empresa incluirá actividades específicas de formación del personal del CSN en dichas herramientas a lo largo de las dos próximas evaluaciones de los niveles 2 de las centrales de Cofrentes y Ascó, en 1999 y 2000.

Finalmente, en el próximo futuro, en paralelo al desarrollo de la implantación informática en el CSN de todos los APS españoles, está previsto un impulso de las llamadas aplicaciones internas, puramente del CSN, de los APS. Algunos ejemplos son la priorización de inspecciones, de actividades de evaluación o de programas de trabajo, la valoración de los requerimientos a hacer a las centrales, o el mismo análisis de la experiencia operativa, mencionado antes como análisis de precursores. Las metodologías para esas aplicaciones, así como la organización de las mismas, habrán de ser objeto también de trabajos de desarrollo y, sobre todo, de prueba, previamente a su integración en la organización del trabajo cotidiano del CSN.

1.7. Juicio de expertos. Aplicación al análisis de sucesos externos, particularmente a la peligrosidad sísmica

La metodología conocida como juicio de expertos trata de recoger el estado del arte del conocimiento de los expertos sobre temas inciertos y sobre los cuales no existen datos suficientes.

En España existe cierta experiencia en el uso del juicio de expertos en la caracterización de emplazamientos para residuos radiactivos y como consecuencia de la participación en un proyecto comunitario de ejercicios comparativos sobre el empleo de juicio de expertos en el nivel 2 de los Análisis Probabilistas de Seguridad, llevado a cabo por la Cátedra de Tecnología Nuclear de la UPM y patrocinado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Los temas en los que se han empleado juicio de expertos son muy diversos y se han aplicado a sectores muy diferentes, destacando la aplicación llevada a cabo en el NUREG-1150 dedicado fundamentalmente a la resolución de fenómenos inciertos de accidentes severo en

el nivel 2 del estudio probabilista. Más recientemente se han mejorado los procedimientos existentes de aplicación de técnicas de juicio de expertos aplicándose en la evaluación probabilista de la peligrosidad sísmica. En el procedimiento empleado aquí, se identifican y describen diferentes papeles de los expertos, incluyendo al experto como proponente de una posición técnica específica, como evaluador de varias posiciones en la comunidad técnica, y como integrador técnico.

Estos análisis probabilistas de la peligrosidad sísmica tratan de estimar la probabilidad de que se excedan movimientos del terreno debidos a terremotos en una localización determinada y en un período futuro determinado. El hecho más significativo de estas estimaciones es que éstas llevan inherente importantes incertidumbres. A pesar de las investigaciones llevadas a cabo, existen aspectos desconocidos sobre la comprensión de los mecanismos que causan los terremotos y sobre los procesos de propagación de la energía de los mismos. La información existente es interpretada de forma diferente por los distintos expertos, y estas interpretaciones son trasladadas en forma de importantes incertidumbres a los resultados numéricos de los análisis.

Estos hechos dieron lugar a que organismos e instituciones tales como la NRC, EPRI y el DOE americanos patrocinaran un estudio para desarrollar una metodología con los objetivos de:

- 1) conocer cómo usar propiamente estas diferentes interpretaciones y,
- 2) cómo incorporar los diferentes juicio de expertos en resultados analíticos que capturen apropiadamente el estado del arte de los conocimientos de la comunidad, incluyendo las incertidumbres. El objetivo es desarrollar guías que incluyan una metodología conveniente para la realización de los análisis de la peligrosidad sísmica de las plantas nucleares y de otras instalaciones.

El estudio ha sido llevado a cabo por el Senior Seismic Hazard Analysis Committee (SSHAC) soportado por otro gran número de expertos guiados por este Comité. A lo largo del estudio, el Comité revisa estudios existentes observando que parte de los errores son de procedimiento, además se hace notar la importancia de que el estudio sea estructurado, elemento crítico para el éxito del mismo.

Para el Comité de Senior para el Análisis de la Peligrosidad Sísmica (SSHAC), los aspectos más importantes de este proceso tienen que ver en primer lugar con los expertos, su interacción y los métodos para trasladar sus puntos de vista en datos de entrada útiles para el análisis probabilista del riesgo sísmico (PSHA). Este Comité da un significado particular al papel asignado al grupo encargado de la integración/facilitación que organiza y dirige el proyecto, y al uso que estos hacen de los expertos.

En el proceso se identifican diferentes papeles de los expertos, el experto como proponente de una recomendación técnica específica, como evaluador de varias propuestas en la comunidad científica y como integrador técnico. También se identifican cuatro tipos de consenso, y se establece una jerarquía de complejidad para los temas técnicos, que consiste en cuatro niveles, que representan un grado creciente de participación de los expertos.

El nivel más complejo consiste en un proceso formal y estructurado y se introduce el concepto de "*Technical Facilitator/Integrator*" (TFI), describiéndolo como una entidad única que

tiene la responsabilidad y el encargo de representar el estado compuesto de información de la comunidad científica relativo al tema técnico. El TFI puede ser una persona o un grupo pequeño de expertos. El proceso se centra en la interacción de expertos bien documentados como el principal mecanismo de integración.

La metodología TFI propone siete etapas. Esta metodología fue sugerida por Keeney y Winterfeld (1991).

1. Identificación y selección de temas técnicos.
2. Identificación y selección de expertos.
3. Discusión y refinamiento de temas técnicos.
4. Entrenamiento para elicitación.
5. Interacción del grupo y elicitación individual.
6. Análisis, agregación y resolución de desacuerdos.
7. Documentación y comunicación.

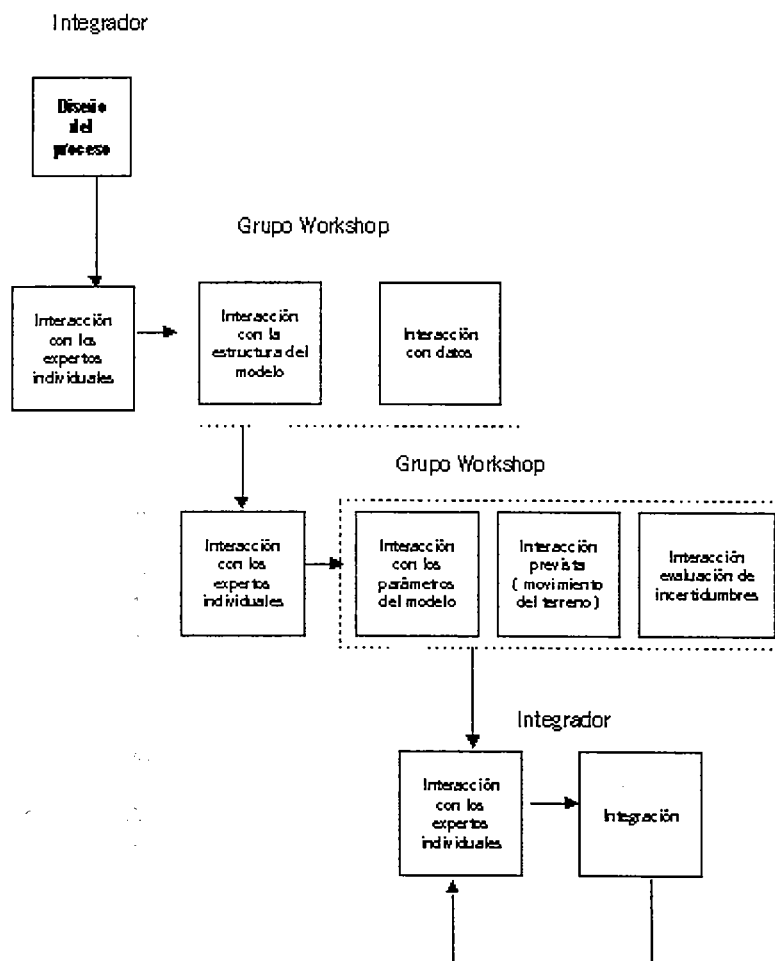


Ilustración 4. Esquema del proceso de elicitación *Technical Facilitator/Integrator* (Fuente: NRC)

El proceso TFI requiere procedimientos cuidadosos y con gasto de tiempo importante con el objeto de asegurar que todos los participantes tienen claro los objetivos del estudio, su papel y los resultados que se pretenden. Este proceso se justifica cuando es comprendido por el proyecto patrocinador y sus analistas. En cada paso del proceso de elicitación, se tiende a una completa comprensión de todos los temas técnicos por cada experto.

En cuanto a la integración de la opinión de los expertos, en teoría siempre es posible formular el problema de esta integración como un problema bayesiano en el que sus opiniones sean vistas como unas observaciones e interpretaciones de los parámetros de interés.

Uno de los mayores problemas siempre es la agregación de los datos aportados por los diferentes expertos, especialmente cuando una o más de estas opiniones son opiniones externas con respecto a la visión del resto de los participantes. Este problema ha dado lugar a la consideración de valorar las diferentes opiniones de los expertos basadas en consideraciones cualitativas o cuantitativas sobre el grado de experiencia. En el proceso se favorece un procedimiento de integración basado en dar igual peso a cada uno de los expertos. A veces puede haber confusión entre la combinación lineal, dando igual peso a los expertos y al tratamiento simétrico de las opiniones de los expertos.

Un objetivo del proceso es que los participantes lleguen a familiarizarse al comienzo del ejercicio con los modelos y metodologías. En el proceso interactivo se acerca el rango de las estimaciones cuando los expertos aumentan su conocimiento y su comprensión de los temas y de los métodos. Otro objetivo es que todos los expertos participantes estén en mejores condiciones para hacer juicios informados independientemente.

La revisión independiente es una parte integral del proceso. Hay dos tipos de revisión: participativa a lo largo del proyecto y en la última etapa del mismo.

La participativa implica un acceso frecuente y completo de los revisores a lo largo de todo el proyecto. Su ventaja es la oportunidad de deliberaciones con una realimentación independiente. Se deben establecer salvaguardias para preservar la objetividad del proceso de revisión.

La documentación es una actividad esencial del proceso pues facilita el reanálisis posterior, así como la actualización cuando se va disponiendo de nueva información, sin necesidad de rehacer todo el análisis. Además se considera conveniente presentar los datos de entrada empleados por cada uno de los expertos. En el proceso TFI, se proponen dos tipos de documentación; en primer lugar la documentación que tiene que ser parte del informe principal o de sus apéndices, totalmente accesible, y en segundo lugar la documentación soporte.

Estos métodos de juicio de expertos han sido reconocidos y aceptados como herramienta útil para la resolución de temas inciertos o controvertidos. Según el grado de complejidad de los temas a resolver y de su importancia para la seguridad nuclear, los métodos descritos pueden aplicarse con diferente alcance; así por ejemplo, existe el proceso TI (*Technical Integrator*) con un alcance de grado inferior al TFI, aplicable a temas menos importantes para la seguridad.

Los métodos son aplicables a temas diversos que conlleven incertidumbres y un riesgo para la salud del público y el medio ambiente, y recientemente se han recomendado en el desarrollo de la normativa que sobre APS está desarrollando ASME con el soporte de la NRC.

1.8. Comportamiento del combustible

La optimización de los costes de gestión del combustible en las centrales nucleares, así como su acondicionamiento para su almacenamiento a medio y largo plazo, ha sido siempre un aspecto del máximo interés para la economía de las mismas. No obstante, en estos últimos años, la desregulación del mercado eléctrico nacional e internacional está haciendo que la optimización de los costes de producción en general, y de gestión del combustible en particular, sea un aspecto cada vez de más importancia para garantizar la viabilidad de las centrales en lo que respecta a su rentabilidad económica. Así, pueden considerarse como prácticas ya establecidas el incremento paulatino de los niveles de quemado de descarga del combustible, el uso de estrategias de operación agresivas, el alargamiento de los ciclos de operación, el incremento del enriquecimiento del combustible, el uso extendido de venenos neutrónicos integrados, los aumentos en la potencia nominal, etc. A lo cual, han de añadirse otros aspectos, habitualmente considerados indirectos, pero que también inciden significativamente en la gestión del combustible, como son la proliferación de nuevos diseños de combustible, la diversificación de los suministradores de combustible para una misma central, o el desarrollo de metodologías de análisis propias para la evaluación de las recargas.

El más simple análisis permite concluir que dichas tendencias no sólo no remitirán, sino que tenderán más bien a todo lo contrario. Existen ya varios proyectos de la industria para el incremento de los quemados de descarga del combustible por encima de los límites autorizados, así como para la reducción sistemática de los márgenes de seguridad considerados en exceso conservadores, bajo principios de regulación basada en el riesgo. Es por ello que el CSN tiene la obligación de fomentar y garantizar el desarrollo tecnológico sostenido de todos los aspectos de la gestión del combustible que estén relacionados con la seguridad y con la protección radiológica, siendo el fin último disponer de herramientas tecnológicas adecuadas y de especialistas en la materia con la experiencia necesaria para garantizar que la optimización en las prácticas de gestión no suponen una merma en las condiciones de seguridad.

La transición desde prácticas de gestión del combustible bien conocidas y asentadas hacia prácticas cada vez más agresivas para la operación del combustible no está exenta de riesgos ni de errores en las previsiones. A lo largo de los últimos años se han sucedido diversos tipos de incidentes, de mayor o menor relevancia, que han hecho cuestionarse muy seriamente a los organismos reguladores acerca del ritmo con el que se estaba desarrollando dicha transición. A modo de ejemplo, basta recordar temas como la corrosión acelerada en el combustible PWR, la denominada *enhanced shadow corrosion* que afecta a algunos diseños de combustible BWR, la inserción incompleta de las barras de control, las anomalías de *axial-offset*, la infra-predicción en la presión interna en las varillas de combustible, etc. Todos estos temas, cuando se consideran de forma aislada no son susceptibles de gran significación para la seguridad, sin embargo, cuando se analizan de forma conjunta, ponen de relieve que es necesario establecer un nuevo marco regulador, en el que, teniendo cabida las propuestas de optimización de la industria, éstas se lleven a efecto bajo control y con las garantías exigibles.

A lo largo de estos últimos años, el CSN ha hecho un esfuerzo significativo en el campo de la seguridad del combustible en el nuevo contexto de la explotación de las centrales, con especial énfasis en lo que respecta al combustible altamente irradiado, popularmente cono-

cido como de "alto quemado". Así por ejemplo, el CSN estuvo representado en el grupo de trabajo del "Comité para la Seguridad de las Instalaciones Nucleares" (CSNI) de la Agencia de la Energía Nuclear (NEA), que fue creado con el mandato de desarrollar un informe técnico acerca del comportamiento del combustible de alto quemado frente a transitorios de reactividad. En el año 1996, este grupo de trabajo se disolvió y se reemplazó por un nuevo grupo denominado "Grupo de Trabajo sobre Criterios de Seguridad del Combustible", con un mandato más amplio como es el del análisis exhaustivo de la aplicabilidad de los criterios de seguridad del combustible actuales en las nuevas condiciones de operación. Dicho grupo de trabajo tiene en preparación un informe al respecto, el cual, previsiblemente, se finalizará dentro del año 1999. El CSN ha estado representado en todas las reuniones del grupo de trabajo y también está colaborando activamente en el desarrollo del informe de estado aludido. Este último tiene como propósito sentar las bases técnicas que permitan a los organismos reguladores y centros de investigación de los países miembros analizar la vigencia de los límites y criterios de seguridad en uso en sus respectivos países.

Adicionalmente, el CSN continúa con el seguimiento de los progresos y desarrollos tecnológicos resultantes de otros programas experimentales en los que participa, o que tiene prevista su participación. En particular, se debe mencionar el Programa Conjunto del Reactor Halden (HPG), gestionado por 20 países miembros, de la OCDE y asociados, en el que el CSN participa desde hace varios años junto con el Ciemat, Unesa, Tecnatom y la DTN. Como es norma habitual, en el momento presente un técnico desplazado a Halden (del Ciemat en este caso) realiza el seguimiento *in situ* de algunos de los experimentos con combustible que se desarrollan en el reactor y que son del mayor interés para España. El CSN participa activamente tanto en las reuniones técnicas promovidas por el HPG, como en las de seguimiento del proyecto por parte del grupo de empresas españolas coparticipantes. Los frutos tecnológicos del HPG han sido y continúan siendo esenciales en los campos de investigación en los que se trabaja en el reactor, que incluyen, además del comportamiento del combustible, la investigación en el campo de las propiedades de los materiales y en el de la interacción hombre-máquina y los factores humanos. Adicionalmente, a lo largo de estos últimos años, el HPG está incluyendo de forma cada vez más significativa experimentos con mayor énfasis en el comportamiento del combustible de alto quemado en condiciones de accidentes, siendo particularmente destacables los experimentos en desarrollo sobre operación del combustible en condiciones de *dry-out* y los previstos para el estudio de los accidentes de pérdida de refrigerante.

Aunque no existe un tratamiento común en cuanto a los valores de quemado máximo admisibles para los diferentes diseños de combustible en uso en nuestro país, no es menos cierto que, de forma directa o indirecta, sí existen un conjunto de restricciones que impiden sobrepasar unos valores de quemado medio de varilla de, típicamente, 60 Gwd/tU nominales. La industria nuclear, tanto nacional como de otros países, ha manifestado su interés a corto plazo en ir hacia estrategias de gestión del combustible que supongan quemados de descarga de entorno a 65-70 Gwd/tU, e incluso valores superiores a medio y largo plazo. Esos valores de quemado permitirían mantener ciclos de operación de entre 18 y 24 meses con un rendimiento óptimo del combustible, a la vez que reducir significativamente el número de elementos combustibles a descargar en las piscinas y que, después, habrán de ser confinados para su almacenamiento a largo plazo. Lógicamente, dichos objetivos son muy

atractivos, pero, como ya se ha explicado, deben de hacerse compatibles con el mantenimiento de los niveles de seguridad requeridos.

Con el fin de dotarse del conocimiento y de los medios técnicos necesarios para abordar las solicitudes de la industria para el incremento de los quemados de descarga del combustible, el CSN tiene previsto consolidar su participación en diversos proyectos tecnológicos en este campo. En primer lugar, es de destacar el esfuerzo que se está realizando en este campo para potenciar al máximo el análisis conjunto entre el CSN y la industria acerca de las actividades que son consideradas de mayor interés para las partes. En este contexto debe mencionarse el estudio *Consideraciones sobre el uso del Combustible de Alto Quemado en España*, que fue elaborado por el Grupo Mixto de Combustible CSN-Unesa a petición del Comité Estratégico Paritario del Plan Integrado de Investigación entre el CSN y Unesa, en el que se analizan las previsiones y tendencias sobre el tema en nuestro país, y se discuten los programas de investigación en curso. A su vez, dentro del Plan Integrado de Investigación se ha incluido un capítulo específico destinado al estudio del combustible de alto quemado, cuyas actividades están pendientes de definición final a la espera de la consolidación de la participación en los proyectos de investigación internacionales más importantes.

Capítulo a parte merece la participación del CSN en el Proyecto del Lazo de Agua a Presión del reactor experimental CABRI del IPSN (Francia). Dicho proyecto, cuya especificación final y calendario está en fase final de discusión, consolidará la participación del CSN en los principales programas experimentales en relación con el alto quemado previstos para los próximos años. El montante económico al que el CSN deberá hacer frente entre los años 1999 y 2006 alcanza los 264 millones de pesetas, lo que da idea del esfuerzo del organismo en este campo. Dentro del proyecto se llevará a la práctica una matriz de experimentos con combustible de alto quemado en los que se estudiará su comportamiento en condiciones de accidentes de inserción de reactividad, en un ambiente de operación totalmente representativo de los reactores PWR's. Adicionalmente está en discusión el incluir en la matriz la realización de algún experimento simulando las condiciones de los accidentes de pérdida de refrigerante. Es de reseñar que, en paralelo, la industria nuclear española ha acordado su participación en el denominado "Robust Fuel Project", que será gestionado por la práctica totalidad de las compañías propietarias de centrales nucleares americanas, junto con las más importantes del resto de los países con industria nuclear desarrollada, entre las que se incluirá las del sector eléctrico español, que participará conjuntamente en el proyecto.

Entre las actividades destacables en el campo del aumento de los límites de quemado debe mencionarse el programa de demostración de extensión del quemado del combustible actualmente en fase de irradiación en la central nuclear Vandellós II. Este programa consiste en la irradiación de hasta unos 65 Gwd/tU un conjunto de 12 varillas de combustible con aleaciones de vaina avanzadas cargadas en varios elementos combustibles. Estas varillas proceden del programa de barras de combustible segmentadas que, liderado por Enusa y otras empresas japonesas, lleva en desarrollo en la central desde hace varios años. Endesa ha acordado con el CSN la cesión de dos de dichas varillas para ser utilizadas en programas experimentales con combustible de alto quemado en condiciones de accidentes que supongan un fuerte impacto en el combustible, tales como los de inserción de reactividad o los de pérdida de refrigerante.

Como se ha expuesto, el CSN está realizando un notable esfuerzo para la participación y el seguimiento de los principales proyectos de investigación centrados en el estudio del comportamiento del combustible de alto quemado. Un esfuerzo paralelo está siendo desarrollado por la industria nuclear española en otros proyectos en curso de ámbito internacional.

Se considera que la investigación en todos los aspectos relacionados con el comportamiento del combustible son del máximo interés e importancia para la industria nuclear española y, en consecuencia, para el CSN. Las continuas innovaciones y desarrollos tecnológicos en el campo del combustible no sólo es previsible que se mantengan en el futuro, sino que, con total probabilidad, tenderán a incrementarse, en aras de una mejor optimización de la gestión y el rendimiento del combustible.

El notable esfuerzo en la participación de los programas experimentales debe complementarse con desarrollos analíticos paralelos, que permitan integrar el conocimiento tecnológico adquirido dentro de las herramientas analíticas en uso para la evaluación del comportamiento del combustible. Así mismo, se considera de la mayor importancia la provisión y el mantenimiento de un grupo humano de expertos en la materia que garantice la eficaz utilización del conocimiento adquirido en los programas experimentales.

Finalmente, se considera que el CSN debe consolidar su representación y participación en los programas internacionales de más relevancia en el campo del combustible (IAEA, OCDE, etc.), y hacer un seguimiento exhaustivo de la evolución de los desarrollos tecnológicos en la materia, asistiendo a las reuniones de especialistas que se concierten.

1.9. Termohidráulica

1.9.1. Análisis de seguridad en condiciones de parada

El conocimiento de los riesgos inherentes a la operación de una central nuclear en cualquier modo de operación constituye un requisito básico para la cuantificación en términos objetivos de la seguridad de la planta. Estudios probabilísticos de seguridad han puesto de manifiesto la importancia en términos de contribución al riesgo que tienen los diferentes modos de operación, constituyendo los correspondientes a condiciones de parada una parte significativa del mismo. La cuantificación de estos riesgos, así como el diseño de las oportunas medidas mitigadoras requiere el uso de herramientas analíticas que permitan simular de un modo realista la evolución de las variables relevantes durante el curso de accidentes hipotéticos. Las peculiaridades de las condiciones de operación existentes en condición de parada no están contempladas en las matrices de validación de los códigos actualmente disponibles, por lo que la fiabilidad de las predicciones de los mismos no puede ser afirmada categóricamente.

La relevancia desde el punto de vista de la seguridad, así como la constatación de la necesaria validación de los códigos de análisis termohidráulico, ha motivado el esfuerzo, a nivel internacional, tendente a ampliar las capacidades predictivas a situaciones distintas de aquellas para las que fueron inicialmente diseñados. A nivel nacional, el esfuerzo realizado se ha centrado en:

- Simulación de escenarios en condiciones de parada sobre un modelo de planta.
- Contraste con datos experimentales mediante la participación en ejercicios de intercomparación internacionales auspiciados por la NEA/OCDE. Los resultados de este programa, junto con la experiencia internacional acumulada, ha permitido poner en evidencia las limitaciones de los códigos actuales en la modelación de este tipo de escenarios, concluyéndose la necesidad de continuar las actividades de desarrollo en este campo en línea con las actuaciones que a nivel internacional se vienen produciendo.

Las líneas de trabajo incluidas en el *Plan de Investigación del CSN* deben contemplar:

- Análisis de planta correspondientes a nuevos escenarios.
- Continuación de la participación en los ejercicios de intercomparación internacionales que se planteen.

En función de la disponibilidad de recursos, se considera necesario incorporar a dicho Plan el análisis en detalle del comportamiento de los modelos de los códigos.

Entre las actividades realizadas durante el período 1997-1998 puede decirse que concluyeron los análisis comprometidos sobre el modelo de central nuclear Vandellós II, siendo de utilidad en la identificación de criterios de éxito no verificables en planta. En relación con los estudios sobre instalaciones experimentales, en particular el ISP-38, se concluyeron los mismos extrayéndose información y experiencia de gran utilidad para abordar con mayor grado de confianza los análisis actualmente en curso. Estos resultados permitieron determinar aquellas limitaciones propias del código RELAP-5 así como generar un conjunto de reglas de usuario para la mejor modelación de la planta para análisis de condiciones de parada.

Durante el año en curso (1999) está comprometida la continuación de actividades en este programa centrada de modo específico en el análisis de secuencias extraídas del APS de la central nuclear de Ascó con especial relevancia desde el punto de vista de la seguridad así como por su complejidad de modelación. Lo ambicioso del trabajo en curso hace prever la necesidad de continuar tales actividades durante próximos años.

La importancia del conocimiento de la respuesta en planta en condiciones de parada se ha visto incentivada por recientes sucesos en plantas extranjeras (Civaux) en los que se hace patente la necesidad de profundizar en los análisis termohidráulicos en estas condiciones y su impacto en diversos ámbitos como diseño de procedimientos en condiciones de parada, formación de operadores, ETF, etc., por lo que es recomendable la continuación del proyecto en curso.

1.9.2. Fenómenos de estratificación en el circuito primario

La circulación del fluido refrigerante a lo largo del circuito primario de un reactor PWR está sometido a condiciones de flujo turbulento. Tradicionalmente se ha venido asumiendo que dicho flujo turbulento era de la suficiente magnitud como para evitar la existencia de diferencias apreciables entre el valor medio de variables tales como caudal y temperatura y sus valores locales en una misma sección de la tubería.

Esta hipótesis de homogeneidad se cuestiona desde el momento en que las actuales estrategias de quemado del núcleo junto con el uso de medidas locales de temperatura del refrigerante han permitido detectar fuertes desviaciones de valores locales de estas variables respecto del valor medio de la misma, así como la variación de estas desviaciones con el quemado del núcleo. Todo ello parece relacionarse con las estrategias actuales con existencia de fuertes gradientes radiales de potencia en el núcleo.

Este tema, que es conocido desde hace largo tiempo, se ha vuelto a poner sobre la mesa por el hecho de que, al haberse detectado una dependencia de la magnitud de la estratificación con la estrategia de carga del núcleo, así como con el quemado del ciclo, está empezando a detectarse en momentos del mismo un efecto evidente sobre parámetros de seguridad como el caudal medido del primario, así como sobre los tarados de la protección por sobretemperatura y sobrepotencia. El objetivo de este proyecto es el de determinar con exactitud los parámetros que influyen en esta estratificación. El estudio detallado de este tema requiere la utilización de códigos de dinámica de fluidos computacional (normalmente denominados CFD), que permiten modelar sistemas hidráulicos con una malla tridimensional tan fina como sea preciso.

Para la realización del estudio, es necesario modelar, como mínimo, los internos superiores y el *plenum* superior, así como las ramas calientes de una central de tres lazos. El alcance del modelo deberá determinarse mediante los oportunos estudios de sensibilidad, y se tomará como base para su desarrollo un modelo actualmente disponible, fruto de la experiencia acumulada por la UPV en el uso de CFX. Debe indicarse que la última versión de este código dispone de una opción de confección automática de mallados.

Una vez establecido el modelo, se procederá a introducir en el mismo diferentes distribuciones radiales de potencia del núcleo, con el fin de determinar el efecto de las mismas sobre la posición y la magnitud de la estratificación en las ramas calientes.

El impacto de estos estudios se ve reflejado directamente en el seguimiento y fiabilidad de ETF relativas a límites térmicos del núcleo, así como la determinación de los tarados de actuaciones del sistema de protección del reactor por lo que se considera de interés continuar la vigencia del proyecto en los próximos años.

Adicionalmente, la adquisición de experiencia en el manejo de códigos de estas características permitirá abordar el análisis de diferentes escenarios en los que la necesidad de recurrir a análisis CFD se haga patente. Un ejemplo puede ser el análisis de diluciones rápidas de boro. El desarrollo futuro de este tipo de códigos parece encaminado a alcanzar capacidades de simulación de sistemas bifásicos heterogéneos actualmente inabordables.

1.9.3. Efecto usuario

El efecto usuario constituye un tema de preocupación como fuente de error adicional a las propias de código, datos y compilador. Este efecto ha merecido la atención de la NEA dando lugar a un informe sobre buenas prácticas tendentes a la reducción del efecto usuario. En dicho documento se define al efecto usuario como cualquier diferencia en resultados que hacen uso del mismo código y versión y las mismas especificaciones para una misma instalación.

La relevancia desde el punto de vista de seguridad viene asociada a la problemática creada por el creciente uso de las aplicaciones de códigos de cálculo por organizaciones distintas a los desarrolladores de los mismos y con una estructura de personal y experiencia limitadas.

El CSN consciente de este problema estableció una línea de desarrollo tendente a contribuir a la solución del problema en aquellos aspectos susceptibles de ser formalizados mediante un análisis cuantitativo de los resultados obtenidos en cálculos.

Durante el período que se contempla se ha venido trabajando en el desarrollo de un post-procesador termohidráulico que mediante el análisis de la conservación de las magnitudes extensivas permite verificar el cumplimiento de las ecuaciones de balance tanto a nivel local como de sistema. Asimismo, su integración en un sistema experto permite facilitar las tareas de revisión de la calidad del *input* y del *output*, además de ayudar en la interpretación de las causas físicas de los resultados obtenidos.

Este tipo de técnicas se está extendiendo internacionalmente, habiéndose incluido en los planes que la USNRC tiene en relación con nuevos avances en códigos termohidráulicos, por lo que es recomendable la continuación de esta actividad en el marco del proyecto de código consolidado de la USNRC que se describe a continuación.

1.9.4. Nuevos avances en códigos termohidráulicos

Desde 1984, el CSN y Unesa, además de otras organizaciones coordinadas de modo directo por el CSN, vienen colaborando activamente en la asimilación, mejora y aplicación de los códigos termohidráulicos TRAC-P, TRAC-B y RELAP, desarrollados durante los años 70-80-90 bajo el patrocinio de la USNRC y surgidos a consecuencia de un amplio programa experimental a nivel mundial. El esfuerzo ha estado siempre justificado por la gran importancia que estos códigos tienen en el licenciamiento y diseño de los sistemas de protección, seguridad y salvaguardia de las centrales nucleares de la misma tecnología que la española.

Este esfuerzo español se ha canalizado a través de la participación sucesiva en el programa experimental LOFT y en los programas de evaluación, validación, mantenimiento y aplicación de los códigos a las centrales españolas ICAP-España y CAMP-España, asociados a los respectivos programas internacionales. Como consecuencia de ello se dispone en la actualidad de una colección de modelos de plantas españolas, relativamente validados, y de equipos humanos entrenados en su aplicación.

Un problema importante puesto de manifiesto en reiteradas ocasiones son las dificultades generadas por la existencia de tres códigos con básicamente el mismo objetivo, lo que ha obligado a una diversificación de modelos que en el caso español ha repercutido desfavorablemente en la asignación óptima de recursos y en la validación y credibilidad de los resultados. La multiplicidad de versiones y la necesidad del seguimiento de actividades múltiples exteriores, ha originado dificultades, puestas de manifiesto en numerosas ocasiones. Por ejemplo, la circunstancia de que el único código contrastado en centrales de agua en ebullición sea el TRAC-B ha desconectado de alguna manera a sus usuarios de los de tecnologías PWR, más centrados en el código RELAP5 cuya estructura y detalle a nivel de aplicación es profundamente diferente, sin que ello obedezca esencialmente a la naturaleza

del problema. Esta experiencia española ha sido también compartida por numerosos países que han tenido desarrollos paralelos, habiéndose puesto de manifiesto en numerosas reuniones y comités internacionales.

Por otra parte la investigación teórica moderna sobre la naturaleza dinámica de la interfaz agua-vapor ha alcanzado un nivel de consenso apropiado en torno a la insuficiencia del enfoque tradicional, en exceso empírico y estático, de los llamados mapas de régimen de flujo y sus correlaciones asociadas, particularmente las relacionadas con el área interfacial. Se han propuesto, con buenas perspectivas, nuevos enfoques basados en ecuaciones de conservación más capaces de resolver los problemas planteados. La incorporación de estos enfoques a los códigos en su formato actual, al afectar a fundamentos importantes, es ardua, por lo que se han tomado iniciativas en torno a la posibilidad de consolidar en uno solo los tres códigos de manera modular modernizándolo para poder incorporar estos desarrollos. A esto ha contribuido también la necesidad cada vez más identificada de un acoplamiento en cada paso de tiempo y en tres dimensiones de los códigos neutrónicos con la termohidráulica del núcleo.

Consciente de estas dificultades, la USNRC ha madurado un plan de consolidación y mejora de códigos, de implantación inmediata, que implica un conjunto de aplicaciones.

Se considera conveniente tomar iniciativas tendentes a una participación activa en este terreno, por cuanto se facilita la obtención de unas herramientas de cálculo contrastadas a nivel internacional y se actualizan y mantienen los conocimientos y experiencia resultantes del gran esfuerzo realizado anteriormente.

1.10. Emplazamientos

La relevancia para la seguridad nuclear nace de la necesidad de mejorar el conocimiento de los procesos y parámetros asociados al emplazamiento que se caracterizan por su mayor incertidumbre y que afectan al diseño y explotación de las centrales nucleares. Esta necesidad se concreta en el desarrollo de técnicas y metodologías de evaluación para:

- 1) conocer los parámetros de fenómenos externos, naturales o inducidos por el hombre, que afectan al diseño y comportamiento a largo plazo de las centrales nucleares, y
- 2) conocer los parámetros que caracterizan a los diferentes medios respecto a la dispersión de contaminantes.

Los Análisis Probabilísticos de la Seguridad (APS) de algunas plantas USA han puesto de manifiesto que la frecuencia media de daño al núcleo por causa sísmica puede ser del orden de 10^{-4} reactor/año y que esta contribución puede ser significativa para el riesgo total de la planta (hasta un 68%). La ocurrencia de terremotos fuertes no previstos en zonas con sismicidad histórica baja, el estado del arte en el conocimiento y el desarrollo de nuevas hipótesis sísmicas, han revelado que la principal fuente de las incertidumbres en los estudios de Ingeniería Sísmica reside en la determinación de los parámetros sísmicos del emplazamiento. Acotar el rango de la incertidumbre global aplicando el método del Análisis Probabilista de la Peligrosidad Sísmica y reducir las incertidumbres determinantes mediante programas de I+D, constituyen líneas de investigación necesarias en relación

con la revaluación sísmica de las centrales nucleares españolas, el proceso de licenciamiento de su extensión de vida, o el desarrollo de normativa propia como más relevantes.

En este contexto se ha desarrollado el Proyecto SHISTO2-SIGMA que ha definido el estado de los campos de esfuerzos de la corteza Ibérica, tanto los esfuerzos recientes, deducidos a partir de análisis tectónicos (datos geológicos), como los actuales, a partir de análisis sísmicos (información geofísica). Y de cuya comparación, se puede concluir que durante los últimos 9×10^6 años el campo de esfuerzos existente en el dominio estudiado ha sido el mismo. Este resultado define un lapso de tiempo que, en las condiciones ibéricas, sería válido para caracterizar el comportamiento de estructuras tectónicas con potencialidad para generar terremotos recurrentes del orden de 10^6 años; lo que muestra consistencia con la práctica norteamericana en el desarrollo de la parte sísmica del IPEEE, y con el estado actual del conocimiento.

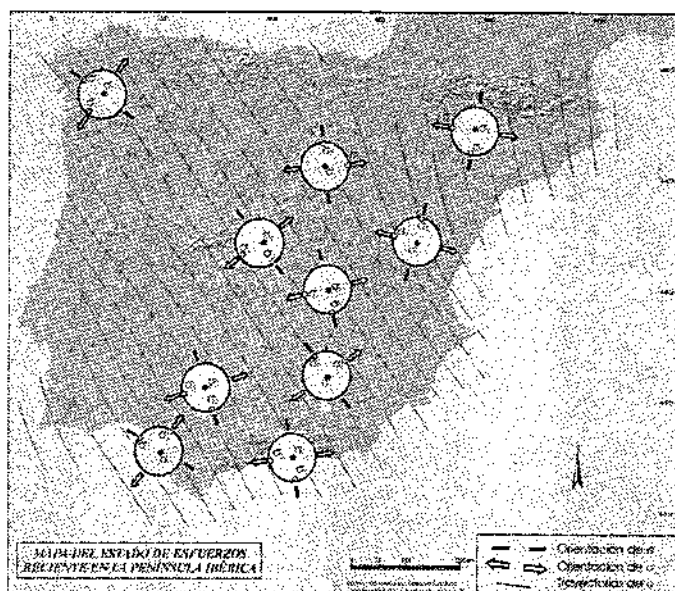


Ilustración 5. Mapa del estado de esfuerzos reciente en la Península Ibérica. (Fuente: CSN-Enresa)

Este proyecto es un primer paso necesario e insustituible para abordar de forma consistente la modelación sismotectónica del espacio ibérico y poder iniciar una caracterización racional de las fuentes sísmicas implicadas. Una vez definido el estado de esfuerzos y el lapso de su persistencia temporal, es necesario caracterizar la capacidad sismogénica de aquellas fallas cuya actividad potencial pueda producir terremotos importantes en relación con la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares españolas.

La posición geométrica de una estructura tectónica respecto del campo de esfuerzos obtenido condiciona su mecanismo de movimiento (normal, inverso, desgarre, intermedio, etc.), y además, es razonable que dicho mecanismo se haya mantenido sin cambios relevantes durante los últimos 9×10^6 años analizados. Por lo que del conocimiento de su geometría y del análisis del registro geológico asociado a su actividad durante dicho tiempo, cabe esperar una caracterización adecuada de su capacidad sismogénica. Esta actividad se pretende impulsar con el desarrollo del Proyecto PRIOR y sus frutos serían de aplicación al Análisis Probabilista de la Peligrosidad Sísmica de los emplazamientos nucleares españoles.

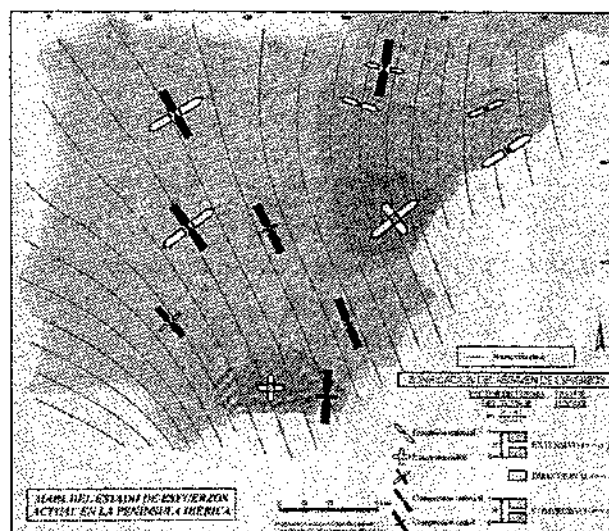


Ilustración 6. Mapa del estado de esfuerzos actual en la Península Ibérica. (Fuente: CSN-Enresa)

El Proyecto DAÑOS ha puesto a punto una metodología basada en el análisis de datos de movimiento fuerte del terreno, para diferentes configuraciones fuente-medio-estación, obteniendo modelos del movimiento que pueden ser aplicados a diferentes emplazamientos para obtener una predicción del movimiento vibratorio potencial. El desarrollo práctico de esta metodología ha requerido la recopilación de acelerogramas y espectros de todo el mundo y su organización en un banco de datos. En paralelo, se ha desarrollado el *software* necesario para la explotación y procesado de dicha información; y además, se analizan las relaciones entre datos macrosísmicos, referentes a distribuciones de daños e intensidades, y los parámetros del movimiento del terreno, con el fin de determinar qué parámetros explican mejor la respuesta de estructuras y pueden ser representativos del daño potencial.

En continuidad con esta línea de investigación, se prevé impulsar proyectos que deduzcan espectros de respuesta específicos de los emplazamientos de instalaciones nucleares, aplicando la metodología desarrollada en el Proyecto DAÑOS, para zonas de moderada y baja sismicidad, basada en la aplicación de modelos de movimiento fuerte del suelo deducidos en zonas de tectónica afín. Esa metodología facilita el cálculo de espectros de peligrosidad uniforme (UHS), lo que permite resolver los problemas que se plantean en los emplazamientos españoles por la doble limitación de ausencia de acelerogramas y desconocimiento de la magnitud para terremotos históricos.

El Proyecto ESPECTRO valorará la influencia de las características específicas de cada emplazamiento en cuanto a magnitud y distancia de los sismos esperados, así como a condiciones locales del propio emplazamiento, y contrastará los espectros resultantes, con los obtenidos al escalar formas espectrales normalizadas. Asimismo, se realizará, el proyecto SIMOV para la regionalización de la Península Ibérica en zonas de tectónica afín en las que se deducirán modelos de movimiento fuerte del terreno específicos para cada zona, con especial incidencia en la zona de Azores-Gibraltar, por su influencia en los emplazamientos de las instalaciones nucleares del SO de la Península.

En los análisis de peligrosidad sísmica, un parámetro determinante en el resultado y que tiene mayor incertidumbre para su determinación, es el tamaño y ocurrencia del máximo terremoto asociado a una estructura tectónica o zona dada. En dominios sismotectónicos con tasas de sismicidad baja-media en los que no se conoce la ocurrencia de terremotos fuertes, este parámetro se ha obtenido tradicionalmente de la opinión de experto en cuanto al tamaño y del análisis de la sismicidad observada en cuanto a la ocurrencia, con las consiguientes incertidumbres asociadas. El Proyecto DATACION ha desarrollado técnicas de datación de materiales cuaternarios y metodologías de análisis de la paleosismicidad en zonas con escasa sismicidad histórica, para su incorporación al Análisis Probabilista de la Peligrosidad Sísmica. Los resultados obtenidos en la falla de El Camp, muestran en su segmento meridional desplazamientos verticales de orden métrico recurrentes y evidencia de, al menos, dos terremotos fuertes con ruptura de la superficie del terreno natural en los últimos 80.000 años. Véase figura adjunta.

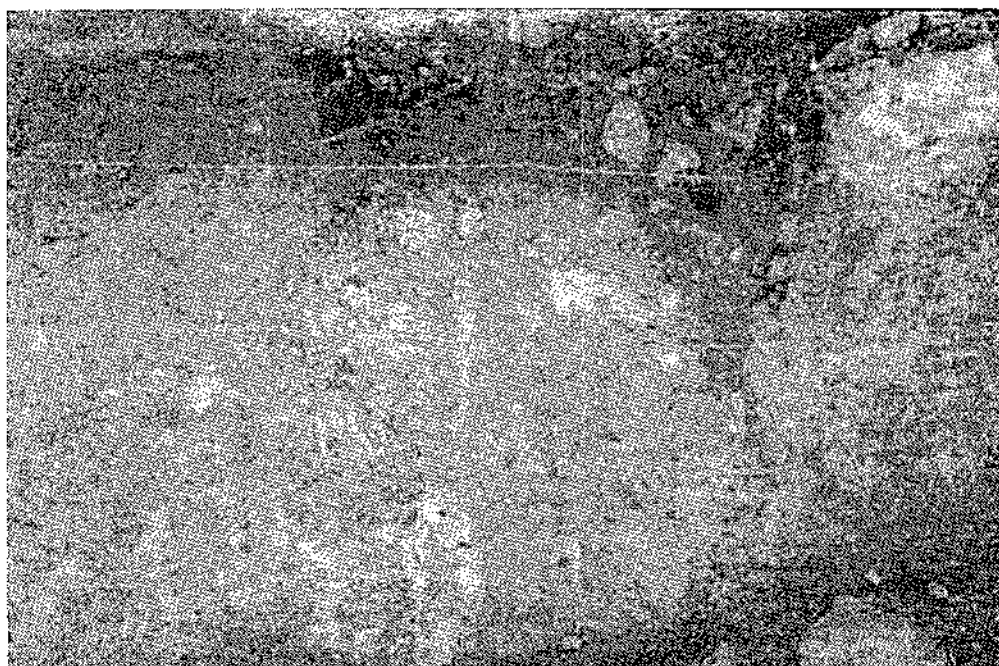


Ilustración 7. (Fuente: CSN-Enresa)

El objetivo del Proyecto SEGMENTACIÓN es disponer de una red de observación microsísmica a lo largo de varios segmentos de la falla de Plasencia-Alentejo como zona de trabajo para: mejorar el conocimiento de la estructura de la corteza en esa zona, desarrollar un procedimiento de explotación de redes de vigilancia microsísmica, desarrollar también una metodología de análisis de los registros sísmicos consistente con los datos geológicos, y analizar posibles aplicaciones a los análisis de peligrosidad sísmica: segmentación de fallas, caracterización de fuentes sísmicas y validación de métodos para estimar los movimientos del terreno en roca.

En continuidad con las líneas señaladas, se prevé impulsar la realización de proyectos que aborden la problemática asociada a la información de partida (calidad y completitud de los datos, dimensión y características de las fuentes sísmicas, etc.) y al desarrollo de herramientas de evaluación, como son los siguientes: INMA (cuyo objetivo es completar y

valorar la calidad de los datos sísmicos, para disponer en las evaluaciones de información sísmica homogénea y comparable); DESPAS (pretende desarrollar técnicas para determinar parámetros de la fuente sísmica, de interés para la seguridad nuclear). Así mismo, los resultados de la parte sísmica de los APS aconsejan desarrollar el Proyecto CASI (Análisis Probabilista de la Peligrosidad Sísmica) e implantar en el CSN un código similar al PSHC, elaborado por el LLNL para la USNRC, con el fin de analizar, en relación con la seguridad nuclear, las incertidumbres asociadas a los estudios de Ingeniería Sísmica y materializar la transferencia tecnológica.

En relación con la Ingeniería del Terreno, las actividades se desarrollan en dos ámbitos dentro de lo que son programas de vigilancia y control:

- 1) Auscultación del terreno para vigilar sus movimientos o cambios relativos, mediante la implantación de sistemas instrumentales de control adecuados a cada instalación, situación y área, junto al desarrollo de programas de medidas de nivelación topográfica y de control de calidad de los datos; y
- 2) Evaluación de los movimientos mediante el análisis de series temporales que permiten analizar la evolución en el tiempo de los parámetros de interés y predecir los movimientos futuros durante la vida de la central. En estas actividades se usan diferentes herramientas como son métodos de elementos finitos (Código ANSYS), sistema estadístico SAS (Modelo ARIMA//Forecasting), bases de datos topográficos, y otros sistemas informáticos comerciales, con salidas gráficas para reflejar la evolución de los parámetros considerados.

En relación con la seguridad de los operadores de sala de control es importante garantizar que, si en las proximidades de la central ocurre un accidente que libere productos tóxicos, las concentraciones producidas no superen límites de toxicidad en la toma de ventilación de dicha sala. Esta necesidad ha requerido que, junto a la puesta a punto del código ARCHIE adaptándolo a la especificidad de algunas centrales nucleares españolas, se esté realizando una labor similar con el código HABIT de la USNRC.

También es importante que en la SALEM se disponga de una herramienta que permita hacer frente a una posible emergencia nuclear por vertidos líquidos que haga posible evaluar, en tiempo real, las concentraciones y tiempos de tránsito del contaminante tras su vertido accidental a las aguas superficiales. En este sentido, una beca del CSN permitió el desarrollo del código CORVEL, que modeliza la capacidad de las aguas superficiales para retrasar, diluir o concentrar los radioisótopos contenidos en potenciales vertidos accidentales. El proyecto TRACER tiene por objetivo tecnológico validar y calibrar experimentalmente el código CORVEL en tramos de ríos y embalses ubicados aguas debajo de las centrales nucleares españolas y generar una base de datos hidrológicos asociada. Esto supone dotarse de una herramienta específica para modelar y predecir la dispersión de contaminantes radiactivos vertidos accidentalmente en aguas superficiales.

Como objetivos específicos, el Proyecto TRACER incluye la adaptación y calibración del Código CORVEL utilizando trazadores, en los sistemas hidrológicos que podrían ser afectados por un vertido accidental desde las siguientes centrales nucleares: Trillo, José Cabrera, Almaraz, Santa María de Garoña, Ascó y Cofrentes, con los siguientes requisitos:

- 1) debe ser capaz de modelizar vertidos accidentales; y

- 2) requerirá del usuario muy pocos datos durante su ejecución, con el fin de hacer posible su utilización desde la Sala de Emergencias del CSN en tiempo real.

La actualización de su base de datos interactiva y la calibración del código suponen una innovación e importante avance en el análisis, modelización y predicción de la dispersión de contaminantes en aguas superficiales. La base de datos contendrá una caracterización completa del medio hidrológico en que se encuentran ubicadas las centrales nucleares españolas. Se pondrá al día periódicamente para adaptarse a la evolución natural de los sistemas hidrológicos que trate y permitirá el funcionamiento autónomo del código, exigiendo del usuario durante su ejecución, sólo los datos imprescindibles, como actividad vertida, tipo de vertido, intervalo de tiempo durante el que se produjo, nivel de agua en el tramo del río y caudales de descarga de los embalses existentes. Concluidos su adaptación y calibrado, el código CORVEL podrá ser ejecutado por usuarios no necesariamente expertos en temas de dispersión de contaminantes, sin que se resientan las posibilidades del código ni la fiabilidad de los resultados de predicción obtenidos.

La calibración del código CORVEL requiere las siguientes actividades contempladas dentro del Proyecto TRACER: caracterización hidrológica e hidráulica de los tramos de los sistemas hidrológicos objeto de estudio; realización de medidas de campo en ríos y embalses; adaptación y calibración del código a los tramos estudiados. Esta calibración necesita una serie de medidas de campo que van a estar condicionadas según el tramo de río y la existencia o no de embalses. En los tramos de río se pretende cuantificar la longitud de mezcla, los coeficientes de dispersión longitudinal y los tiempos de tránsito. En el caso de los embalses se pretende conocer, para cada mes del año, los perfiles verticales de densidad del agua en varios puntos situados a lo largo del cuerpo de la presa, así como la densidad media del agua de entrada al embalse. Dichos perfiles verticales, realizados según secciones transversales del embalse, van a permitir identificar el grado de homogeneidad horizontal de la densidad del agua embalsada y de esta manera detectar posibles corrientes preferentes en superficie o en profundidad.

Con el fin de imprimir eficacia a la toma de decisiones sobre las medidas de protección al público tras una emergencia nuclear con liberación de contaminantes a la atmósfera, es importante disponer con rapidez de predicciones de las variables meteorológicas que se necesitan para realizar las estimaciones de dosis. Una beca del CSN inició esta línea de trabajo desarrollando el código PREMELAM, cuyo objetivo era adaptar a las necesidades de una emergencia nuclear las predicciones obtenidas por el código LAM, el cual adolecía de poca resolución espacial. El desarrollo del código PREMELAM demostró la gran influencia de la resolución espacial en la calidad de las predicciones numéricas y contribuyó decisivamente a la introducción de sustanciales mejoras en el código LAM.

En relación con la vigilancia de las aguas subterráneas, se han establecido los Programas Hidrogeológicos de Caracterización, Vigilancia y Control (PHCVC) en los emplazamientos de todas las centrales. Estos programas tienen por objeto poder analizar los efectos de las aguas subterráneas sobre las estructuras de las centrales nucleares y, también, detectar emisiones incontroladas de efluentes radiactivos y conocer los recursos hídricos posiblemente afectados.

En las centrales nucleares de Cofrentes, Santa María de Garoña y José Cabrera se han establecido en los últimos dos años los programas de vigilancia definitivos sobre la base del

programa hidrogeológico existente, que sirvió en su momento para la caracterización hidrogeológica de los emplazamientos. En José Cabrera el PHCVC ha permitido detectar una pequeña fuga no radiactiva del sistema de desmineralización de agua, que ha sido reparado. Las tres centrales disponen de un primer modelo de funcionamiento hidrogeológico que está siendo actualizado con los datos obtenidos del PHCVC. En la central nuclear José Cabrera el modelo hidrogeológico se ha conectado a una base SIG (Sistema de Información Geográfica) en soporte ARCINFO e HIDRISI. El código utilizado para la modelación matemática es el MODFLOW, que también ha sido elegido por la central nuclear Santa María de Garoña para actualizar su modelo.

Para gestionar y analizar los datos generados por las centrales nucleares se ha elaborado una base de datos hidrogeológicos e hidrogeoquímicos que aporta salidas gráficas de la evolución de los niveles y de las características químicas y radiológicas de las aguas, así como mapas de isolíneas de piezometría y de la evolución espacial de los parámetros químicos.

Está prevista la unificación del formato de recogida de datos en soporte informático, para que su incorporación a la base de datos sea directa y poder así conseguir un proceso de evaluación y seguimiento más rápido y eficaz de la información aportada por las centrales nucleares. También se estudiará la mejora de dicha base, de tal forma que permita la conexión directa con los códigos actualmente en uso, MODFLOW y MT3D, relativos al flujo y transporte de solutos en las aguas subterráneas, y también con códigos hidrogeoquímicos como el NETPATH. De esta forma se podrán hacer simulaciones de situaciones anómalas en las instalaciones, estudiando las medidas preventivas y mitigadoras a aplicar en cada caso, aspecto de gran utilidad en los Análisis de Accidentes y en el desarrollo de Planes de Emergencia.

En conclusión, es necesario reducir las incertidumbres asociadas al conocimiento del emplazamiento y desarrollar técnicas y metodologías de evaluación con un objetivo tecnológico doble: conocer los parámetros de fenómenos externos, naturales o inducidos por el hombre, que afectan al diseño y al comportamiento a largo plazo de las centrales nucleares y, conocer también, los parámetros que caracterizan a los diferentes medios respecto a la dispersión de contaminantes.

1.1.1. Accidentes severos

1.1.1.1. Simulación de nuevas fenomenologías

Los progresos realizados en el campo de los accidentes severos se consiguen mediante la realización de programas experimentales de investigación y el empleo de códigos de cálculo. Los programas experimentales de investigación permiten obtener información sobre los procesos físicos y químicos que rigen los diferentes fenómenos asociados a los accidentes severos y, en ocasiones, confirmar la robustez de las medidas de gestión de accidentes severos. Los códigos de cálculo permiten mejorar la comprensión de los resultados obtenidos en los programas de investigación, hacer aplicaciones a planta y estudiar la eficacia de diferentes medidas de gestión de accidentes severos. Tanto en el campo analítico como en el experimental existen un significativo número de programas de cooperación internacional.

Así, en el campo experimental destacan los proyectos PHEBUS, RASPLAV y MACE en los que participa España. En el campo analítico, destacan los programas de validación de los códigos MELCOR y RELAP5/SCDAP. También hay programas de cooperación internacional mixtos, como es el caso del CSARP. Finalmente existe un elevado número de paquetes de *software* en desarrollo que integran los códigos en entornos de evaluación de seguridad para facilitar su utilización en tareas de licenciamiento. A continuación se exponen los programas de trabajo más destacados en el campo de los fenómenos de accidentes severos.

En el estudio de las interacciones combustible-refrigerante se ha concluido que el llamado modo de fallo α de la contención es un suceso de muy poca incidencia en el riesgo asociado a una planta. Sin embargo, se sigue investigando en el campo del mantenimiento de la integridad del fondo de la vasija así como el fallo de la contención mediante explosiones de vapor fuera de la vasija. La comunidad internacional reconoce que los códigos de cálculo no están todavía suficientemente validados para todas las fases de una explosión de vapor.

La generación y el comportamiento del hidrógeno en contención es un tema importante para el riesgo en un significativo número de centrales. En la actualidad se trabaja en programas experimentales para conocer la generación de hidrógeno durante la fase de reinundación de un núcleo fundido. También se trabaja en la modelación de este fenómeno tanto en códigos de detalle como en códigos integrales. Siguen en marcha algunos programas sobre investigación de la transición deflagración a detonación y para determinar las cargas asociadas a estos fenómenos. La modelización de estos fenómenos está muy poco desarrollada. Se siguen implantando dispositivos orientados al control del hidrógeno generado en caso de accidente severo, en especial los llamados recombinadores autocatalíticos de hidrógeno (PAR's). Los códigos de cálculos permiten predecir con adecuada fiabilidad la instalación de estos dispositivos. La modelización de los fenómenos de distribución de hidrógeno en contención sigue experimentando avances. Se siguen desarrollando los llamados códigos 3-D. Estas herramientas son muy prometedoras, y permiten determinar las condiciones locales que pueden originar procesos de combustión de hidrógeno. No obstante es necesario todavía un importante esfuerzo de validación de estos códigos y mayor experiencia en los mismos.

El tema del calentamiento directo de la contención en centrales PWR diseñadas por Westinghouse se ha conseguido resolver de manera satisfactoria tanto desde el punto de vista analítico como experimental. En la actualidad se comienza a trabajar en el tema del calentamiento directo de la contención en centrales BWR's.

El modo de fallo de la contención por penetración de la losa de hormigón situada en la cavidad del reactor como consecuencia de la interacción núcleo fundido-hormigón es un tema que está mereciendo una considerable atención en la actualidad. En concreto el programa experimental MACE intenta dilucidar si es posible la "refrigerabilidad" del corium en la cavidad del reactor vertiendo agua sobre él. De momento, no se ha podido concluir de manera clara que esta estrategia refrigere el corium. Se está trabajando en la homogeneización de los modelos de ablación y transmisión de calor durante la interacción núcleo fundido-hormigón en condiciones secas. Los trabajos desarrollados hasta ahora muestran que en ciertas condiciones los modelos de transmisión de calor son suficientemente precisos, pero que es difícil conseguir una homogeneización de los mismos al estar basados en

mecanismos diferentes. Tampoco hay uniformidad en los modelos que simulan la tasa de erosión del hormigón, que se muestran inadecuados para predecir la tasa de ablación en ciertas series experimentales.

En el campo del término fuente, se han hecho intentos para potenciar las aplicaciones a planta de los códigos de accidentes severos, pero se abandonó esta tarea. Se considera que es demasiado prematuro abordar este tema y que debe prestarse mayor atención a la validación de los actuales códigos contra experimentos ya realizados y en algunos casos complicados de reproducir con los actuales códigos. Las diferentes reuniones de especialistas han concluido, que desde el punto de vista de aplicaciones a planta es adecuado el conocimiento en la modelación y distribución de la condensación de vapor entre las paredes y aerosoles dentro del circuito primario; la deposición en tuberías, salvo codos y válvulas; la deposición natural de aerosoles; el efecto de la humedad sobre la deposición de los aerosoles. Las siguientes áreas presentan todavía incertidumbres significativas: las condiciones termohidráulicas en el primario y en la contención, la resuspensión y revaporización en el primario; el análisis de nuevos mecanismos de deposición: la carga eléctrica y el impacto turbulento; finalmente, en el campo del *pool scrubbing*, se considera que está descompensada la modelización hidrodinámica y la eficacia de las piscinas en régimen de ebullición.

Se sigue trabajando en el campo del comportamiento del yodo en contención. Se conocen bien los coeficientes de transferencia de masa y la interacción del yodo con paredes secas, etc. Sin embargo, persisten incertidumbres significativas en la cuantificación de la generación y destrucción de yodos orgánicos y de la interacción del yodo con las paredes húmedas. También es preciso mejorar la base de datos de las reacciones del yodo.

Siguen en marcha las actividades orientadas a mejorar, validar y potenciar el uso de los códigos integrales de accidentes severos, tipo MELCOR, así como de algunos códigos de detalle como RELAP5/SCDAP y VICTORIA.

1.11.2. Guías de gestión de accidentes/Conexión de códigos

La experiencia adquirida en la explotación de las centrales nucleares y en los análisis de seguridad efectuados han puesto de manifiesto la importancia de las actuaciones del operador en la evolución de los escenarios (normales, anormales y de emergencia) y la conveniencia de incorporar sus acciones en el análisis de secuencias accidentales. Asimismo, la investigación después del accidente de TMI ha resultado en propuestas de guías de actuación en caso de accidente con daño al núcleo, para instrumentalizar las acciones a tomar por los centros de apoyo técnico a las salas de control de las centrales, lo que forma parte de la denominada gestión de accidentes graves.

Las centrales nucleares españolas iniciaron a mediados de la década de los años 90 una serie de actividades conjuntas, consistentes en la creación de grupos de trabajo tanto para reactores BWR como PWR, con la finalidad de establecer las bases y definir criterios comunes para abordar la gestión de accidentes graves.

Como resultado de estas actividades, y de otros trabajos relacionados como los análisis de probabilidad de riesgo (APS), se adoptó por parte del sector el compromiso de la implantación de las Guías de Gestión de Accidentes Severos de forma específica en cada central nuclear antes

del año 2001, según un plan estratégico conjunto. La incorporación de estas guías de accidentes severos permitirá dotar a las centrales nucleares de capacidad suficiente para hacer frente a accidentes severos, esto es fuera de la base de diseño, en consonancia con los programas existentes en los países de nuestro entorno.

Para poder alcanzar este objetivo de conseguir la implantación de las guías antes del 31 de diciembre del año 2000, son necesarias una serie de actividades que incluyen, además de la elaboración de las guías específicas, la definición de los programas de formación para el personal involucrado, la utilización de herramientas de apoyo y de simulación y entre ellas el código de cálculo MAAP, la validación de esas guías y la adaptación de los planes de emergencia interiores de cada central.

La evaluación de las guías de accidentes graves propuestas por las centrales nucleares requerirá una labor específica para cada central, y para ello será necesario disponer de códigos de cálculo que permitan analizar las consecuencias de las medidas de gestión que esas guías contemplan.

La gestión se encuentra procedimentada en su mayor parte y por tanto es posible computarizarla utilizando simuladores con capacidad para seguimiento de procedimientos operacionales. Este tipo de simuladores acoplados a los códigos de simulación de transitorios y de accidente grave, ampliamente utilizados en la industria nuclear, resultan una herramienta con capacidad para su aplicación en varios campos, muy especialmente el análisis de las guías de gestión de accidente grave. El CSN dispone de herramientas de apoyo a la toma de decisiones en caso de emergencia, entre otras la denominada MARS, de la que se espera poder contar con un modelo para cada central, y en cuya validación será necesario continuar progresando con la utilización de cálculos de secuencias de accidente realizadas con otros códigos.

Asimismo dispone de un conjunto de paquetes *software* para la evaluación de los APS de nivel 2, en los que también es preciso simular las actuaciones de los CAD y salas de control. Durante los años 1996 y 1997 el CSN promovió, mediante un acuerdo con el Departamento de Sistemas Energéticos de la Universidad Politécnica de Madrid el desarrollo de un sistema de simulación de estas características que combina el código de transitorios TIZONA con el código de accidente grave MAAP-3 y con el sistema de procedimientos COPMA-II. Su ámbito de aplicación es el de análisis de gran alcance y no excesiva profundidad, con multitud de secuencias posibles, en las que modelos alternativos más potentes (SCDAP/RELAP5, MELCOR) resultan inviables.

En esta versión del acoplamiento, el paquete de simulación integrado por los tres códigos funciona de forma semiautomática. Esto significa que el usuario debe autorizar las acciones sobre el proceso. En esta misma línea, está en desarrollo un proyecto, realizado por el Departamento de Informática y Automática de la Universidad de Salamanca para, por una parte, automatizar la ejecución de los POEs incluyendo una estimación del tiempo de actuación, y por otra extender la conexión para cubrir otros códigos termohidráulicos, en concreto RELAP5.

Se pretende continuar este tipo de desarrollos en tres direcciones fundamentales:

- Obtención y validación de un modelo de MARS para cada tipo de central nuclear española, contrastando resultados con modelos más detallados como RELAP5/SCDAP o MELCOR.
- Puesta a punto o asimilación de nuevas combinaciones de códigos que permitan extender el ámbito de aplicación de los análisis. En este sentido es recomendable, por ejemplo, el seguimiento del programa CAMS de Halden, basado en la misma filosofía de combinación de códigos independientes. Su objetivo es la monitorización y análisis de situaciones de accidente, incluyendo el efecto de las acciones del 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 actualmente promociona la USNRC, pueden hacer conveniente en un futuro próximo la actualización del sistema RELAP5/COPMA-II.

1.11.3. Herramientas para implantación del NUREG-1150

El informe NUREG-1150 contiene unos análisis de riesgo, particularizados para un conjunto de plantas tipo, cuyas pautas o modos de hacer definen una metodología, que constituye la base actual para los análisis relacionados de licencia aplicable a otras plantas. Este documento, en su fase de nivel 2, comprende las tareas siguientes:

- 1) La identificación de los estados de daño a la planta.
- 2) El análisis de la progresión del accidente en el interior del recinto de contención
- 3) La estimación de términos fuente, y,
- 4) La identificación del riesgo asociado.

Las herramientas de cálculo empleadas en la elaboración del NUREG-1150 se pueden separar en dos grandes áreas. Por una parte, la realización del informe se ha efectuado en base a los resultados de la investigación desarrollada en el campo de los accidentes severos; sean estos resultados experimentales, o se trate de grandes códigos de cálculo de los diferentes fenómenos involucrados, cuyo empleo fue necesario para la toma de decisiones por los grupos de trabajo participantes. Pero a su vez, este documento contiene todo un conjunto de aplicaciones, que cubren los apartados identificados anteriormente, pero que son específicas para las instalaciones de las que trata, y que por lo tanto, en general, no son directamente utilizables en estudios similares para otras instalaciones.

Dentro del primer área podemos situar al código MELCOR. Se trata de un programa de cálculo que está en un nivel avanzado de desarrollo y que dispone de su propio programa de validación. Se ha diseñado para el análisis de términos fuente y de la mayoría de los fenómenos de fusión del núcleo en accidentes severos, y en estos dos aspectos es en donde ha encontrado su aplicación, tanto en la metodología original del NUREG-1150 como en trabajos similares. Sus resultados suministran la información soporte de entrada que habrán de emplear los códigos específicos del trabajo de que se trate.

Los códigos diseñados en el NUREG-1150 al igual que los que se emplean en otros trabajos que siguen esa metodología son directamente aplicables a la instalación de que se trate. Esto es debido a la especificidad de los diseños de los edificios de contención, así como a la propia

naturaleza probabilista del trabajo, que requiere la ejecución de un número elevado de casos, y por lo tanto la utilización de códigos de cálculo rápidos, altamente parametrizados, y bien adaptados a su terreno. Códigos de este tipo se emplean en los aspectos relacionados con los análisis paramétricos de los términos fuente y en la determinación final del riesgo.

1.11.4. Programas experimentales

El Programa Phebus/FP

El programa experimental francés Phebus/FP es uno de los más importantes sobre el accidente severo, en la actualidad, está auspiciado por la CCEE, y en él participan instituciones de 15 países, entre ellos España.

El proyecto Phebus/FP ha invertido una gran cantidad de recursos, tanto en la realización de los experimentos, como en la obtención de datos e interpretación de la fenomenología que presentan dichos experimentos. Estas experiencias, en general, no sólo han comprendido el núcleo central sino también el circuito primario y contención, aunque estos últimos sólo de manera aproximada.

Un esfuerzo similar se ha realizado en la validación del código ICARE; con él, se han efectuado los análisis previos de diseño de los experimentos así como los de cualificación de resultados, esto ha servido para la incorporación de nuevos modelos y mejora de otros ya existentes. En particular, mediante este código se ha visto la necesidad de desarrollar modelos específicos sobre fusión temprana de las barras combustibles, lo que permitirá evaluar este fenómeno ocurrido en la experiencia PHEBUS/FPT1.

El CSN ha firmado un acuerdo con la UPM, que incluye la estancia *in situ* de un técnico en Cadarache, cuya tarea será: participar en los cálculos de las experiencias Phebus/FP con el código ICARE; asimilar dicho código en sus últimas versiones, así como la información generada por el programa en general. Este técnico participará en el desarrollo de algunos modelos de ICARE, y por último, se prevé un análisis comparativo entre ICARE y MELCOR sobre una central nuclear española.

Precisamente esta última aplicación ha sido el motivo para una extensión del acuerdo CSN/UPM que había finalizado su vigencia recientemente. La fecha de esta tarea está prevista para el período octubre-diciembre 99.

Existe también un acuerdo con el Ciemat para la realización de cálculos en la contención de la instalación experimental PHEBUS/FP, que se realizan con los códigos IODE y con CONTAIN.

La experiencia PHEBUS/FP4 se ha realizado en julio del año 1999. Su objetivo es el estudio del comportamiento de un lecho de escombros en el plenum inferior de la vasija y la liberación resultante de productos de fisión.

Se debe indicar que la participación de un técnico de nuestro país en el grupo de la interpretación física del experimento es muy importante, ya que estas actividades aportan un gran valor añadido al conocimiento sobre accidente severo, y por tratarse de la experiencia más importante, y posiblemente la última, que existe en la actualidad sobre el tema.

El Proyecto RASPLAV-II

Es un programa experimental auspiciado por la USNRC y la OCDE que se desarrolla en el Instituto Kurchatov en Moscú, y en el participan una gran cantidad de países e instituciones, 17 en total, a través de reuniones periódicas y con aportación de expertos en físico-química del corium. El programa RASPLAV actual corresponde a la fase II que finalizará en abril del 2000.

El Proyecto RASPLAV estudia el comportamiento del corium fundido en el interior de la vasija, considerando:

- la termohidráulica y la transferencia de calor entre corium y la pared de la vasija,
- las interacciones químicas de los materiales del núcleo y la físico-química del corium,
- formación de costras,
- determinación de propiedades de materiales del núcleo a elevadas temperaturas, sobre 2500° C.

Los resultados de este programa, permitirán desarrollar una base de conocimiento para posibles análisis de retención del corium fundido dentro de la vasija, considerando medidas de refrigeración exterior de la vasija (cavidad), que es uno de los aspectos destacables de este programa y que permitirá definir estrategias de gestión de accidentes en las centrales nucleares.

Existen tres aspectos principales, físico-químico, termofísico y desarrollo teórico de modelos.

Los principales problemas que estudia la físico-química son la cuantificación y comprobación de las fases iniciales del experimento, donde la temperatura se limita por la temperatura más baja de formación de eutécticos (1250° K), y la temperatura de la fusión de la piscina de corium fundido (2500° K).

La termofísica, estudia la transferencia de calor y masa entre corium y la pared de la vasija, para diferentes temperaturas, así como también fases de composición del corium. Dentro de este aspecto es importante la teoría de similitud entre modelos y fenómenos reales. Y finalmente el aspecto teórico que trata el desarrollo de modelos y códigos para poder analizar los experimentos y modelos que permitan realizar aplicaciones a reactores.

Sin embargo, han aparecido en las experiencias fenómenos de estratificación del corium que se han analizado mediante el código GEMINI, usado para estudiar el comportamiento físico-químico de los diagramas de fases con comportamiento no lineal presente en el corium. También se ha estudiado la influencia del contenido de carbono, de oxígeno y de otros elementos como lantano en los experimentos RASPLAV.

Una de las aportaciones importantes del Programa RASPLAV, es que actualmente se cuenta con el desarrollo de una tecnología para experimentos a muy alta temperatura con materiales prototípicos, de núcleo fundido del reactor, que permiten calentar y mantener la mayor parte de 200Kg de corium a temperatura por encima de la temperatura del líquido (> 2600° C).

También una de las principales actividades del proyecto RASPLAV está orientada en el análisis de fenómenos físicos e interacciones químicas que ocurren en la piscina de corium

fundido para obtener datos experimentales que permitan tomar decisiones seguras de tal manera que se puedan reducir las incertidumbres asociadas.

En la segunda fase del RASPLAV, se han realizado alrededor de ocho experimentos con sales del tipo NaF, NaBF₄, para estudiar los procesos de transferencia de calor en lechos fundidos y justificar la elección adecuada de escenarios para los procedimientos a gran escala. También se han llevado a cabo alrededor de cien experimentos a media y pequeña escala tanto para obtener propiedades termofísicas de materiales, escalamiento de parámetros, estudios previos de distribuciones de parámetros físicos, estudio de los diagramas de fases, etc.

Se han realizado tres experimentos a gran escala con corium denominados RASPLAV-AW-20. El cuarto experimento RASPLAV-AW-200/4 se realizará alrededor del mes de junio de 1999. Será el último experimento con corium a gran escala que realizará esta fase del proyecto.

Acercas de este experimento, se usará corium tipo G-22, con una relación U/Zr=1.2, contenido de carbono no mayor que 100 ppm y bajo contenido de O₂. Las condiciones de borde de la parte superior adiabática. De acuerdo con los análisis previos estas recomendaciones evitarán la presencia de estratificación del corium, ya que en los experimentos a pequeña escala previo no se ha producido estratificación del corium y el código GEMINI así lo prevé.

El programa RASPLAV en su fase II finalizará en abril del 2000, por lo que los experimentos de aquí a la fecha de finalización estarán dirigidos a realizar los experimentos a media escala y pequeña escala que faltan. Se espera que pueda continuarse con el programa RASPLAV en su fase III que estaría abocada principalmente al comportamiento de los productos de fisión dentro del corium.

1.12. Factores humanos

Aunque en la industria no existe una definición universal de este término, normalmente se consideran Factores Humanos (FH) aquellos que tienen capacidad para influir en la seguridad y eficiencia de las interacciones de las personas con las máquinas o con otras personas. El objetivo final de los análisis de FH en las centrales nucleares es asegurar que las actuaciones de las personas involucradas en su explotación son realizadas de forma adecuada desde el punto de vista de la seguridad de la central.

Históricamente la aproximación al objetivo final se ha venido materializando en objetivos concretos, parciales, que dan cobertura a determinadas áreas de la actividad humana. Estos objetivos se han abordado mediante proyectos puros sobre factores humanos o multidisciplinarios, tales como los de revisión del diseño de las salas de control, los de implantación de sistemas de presentación de parámetros de seguridad, los de mejora de procedimientos de operación de emergencia, los de fiabilidad humana en los APS, los de mejora del análisis de las causas de los errores humanos o los de mejora de los programas de formación.

Las actividades de desarrollo en el campo de los factores humanos durante el período 1997-1998 han tenido tres marcos de referencia principales.

En primer lugar, el acuerdo de investigación entre el CSN y la NRC, renovado en 1996 por cinco años. En él se incluye un punto denominado Investigación en Factores Humanos y

Organizativos, en el que se mencionan algunos programas de la NRC que pueden ser de interés para el CSN, como los relativos a modelos de redes de tareas, guías sobre efectividad organizativa y fiabilidad y aceptabilidad total de sistemas. Fruto del acuerdo se ha accedido tanto a documentación como a paquetes informáticos de interés. Se destacan como desarrollos más significativos, desde el punto de vista de su aplicabilidad para las funciones del CSN, los relacionados con el Modelo de Revisión del Programa de Ingeniería de Factores Humanos (HFE PRM), el cual fue planteado por la NRC en 1994 para que le sirviera de soporte en la certificación de nuevos diseños de centrales nucleares. Este modelo describe los elementos del programa de la HFE que son necesarios y suficientes para desarrollar una especificación aceptable del diseño de detalle y una implantación aceptable de dicho diseño; ya que presta tanta atención a la evaluación del proceso de diseño como a la del diseño final. Durante el período 1997-1998 la NRC ha emitido varios documentos que aportan criterios de aceptación más específicos sobre algunos de los elementos del modelo. De esta forma, el modelo se ha convertido en una referencia básica en la evaluación de diseños desde el punto de vista de FH, de tal forma que su aplicación se ha extendido también a la evaluación de las modificaciones de diseño de las centrales nucleares en operación. Es por ello que esta metodología resulta muy útil para las actividades de evaluación del CSN.

El segundo marco de referencia para el desarrollo tecnológico en FH ha sido la participación española en el Proyecto Reactor Halden (HRP) de la OCDE durante el trienio 1997-1999. Una de sus líneas es la de Sistemas Hombre-Máquina. Así se ha dispuesto sin restricciones de la información generada en el laboratorio del proyecto en Noruega, se ha accedido a los productos informáticos desarrollados (básicamente relacionados con sistemas de apoyo al operador) y técnicos españoles participan en algunas de las actividades de desarrollo que se realizan en sus instalaciones. Se destaca la participación de un técnico del CSN en el desarrollo de un método sistemático de valoración de la actuación del operador, durante la gestión de un incidente en simulador, en base al análisis de la evolución de parámetros importantes de planta. Asimismo han sido importantes los avances en el diseño y aplicación de procesos de verificación y validación de sistemas computarizados de apoyo al operador, ya que estas técnicas se están aplicando para proyectos concretos de centrales nucleares españolas.

El tercer marco de referencia lo constituye el Plan Coordinado de Investigación (PCI) entre el CSN y Unesa, dentro del cual se enmarcan dos proyectos relativos a FH.

El primer proyecto aborda la modelación de los errores humanos de comisión en los APS. Los análisis de fiabilidad humana que se han venido realizando en los APS de las centrales nucleares españolas se basan en los, ahora denominados, métodos de primera generación. Estos tienen algunas limitaciones que se están tratando de eliminar con nuevos métodos que incorporen mejor, por ejemplo, consideraciones dinámicas, factores organizativos, errores humanos de comisión, etc. Con este proyecto se pretende avanzar en la obtención de un procedimiento técnico que especifique cómo identificar este tipo de errores y cómo incorporarlos sistemáticamente en los APS. Se espera que los resultados del proyecto, iniciado a finales de 1998, colaboren a reducir la contribución al riesgo de estos errores mediante la identificación de escenarios y factores de forma inductores de los mismos.

El segundo proyecto enmarcado en el PCI aborda la evaluación y modelación del impacto de la organización y dirección en la seguridad, se inició a mediados de 1998 y da continuidad

al desarrollado por el CSN-Gemat durante el año anterior. Su objetivo es desarrollar metodologías de análisis aceptables y consensuadas ya que, principalmente el explotador, pero también el organismo regulador, deben poseer las capacidades necesarias para analizar la calidad de los factores organizativos y de gestión y su impacto en la seguridad (regulación basada en los procesos), detectar posibles degradaciones en la calidad de tales factores (regulación basada en resultados) y prever el impacto en la seguridad de modificaciones en dichos factores (regulación informada por el riesgo).

Los cambios en el sector eléctrico, tras la reciente liberalización del mercado, son un ejemplo de la aplicabilidad de este tipo de metodologías. A modo de ejemplo ilustrativo, basta recordar que uno de los factores organizativos contemplados habitualmente es el de los recursos humanos de la organización. Precisamente una situación de hipotética competencia, generadora de medidas encaminadas a reducir costes, suele llevar aparejada, entre otras, alteraciones en dicho factor organizativo (por ejemplo reajustes de plantillas). En ese caso, y desde el punto de vista de la seguridad, es útil la aplicación de metodologías validadas para analizar y garantizar que se mantiene un adecuado nivel de competencia en la industria, a pesar de la reducción del número de personas, reducción del conocimiento disponible por jubilaciones anticipadas de personas que participaron en el diseño y arranque de las centrales, etc.

En este período se ha avanzado en la obtención de estas metodologías, utilizando los criterios de diversidad de aproximaciones metodológicas, colaboración con otras organizaciones españolas y extranjeras y coordinación con los explotadores; si bien el trabajo de desarrollo está enmarcado en un proyecto a cinco años.

Como conclusión de este apartado se destaca que la experiencia apunta a que en el campo de los FH existe aún un margen significativo para aumentar la seguridad de las centrales nucleares. Se están invirtiendo considerables recursos en países avanzados tecnológicamente para recortar ese margen ya que, en principio, la relación coste/beneficio es favorable. Sin embargo, conviene mantener claro, que el desarrollo tecnológico en la industria nuclear debe conducir a resultados prácticos que representen mejoras reales para la seguridad.

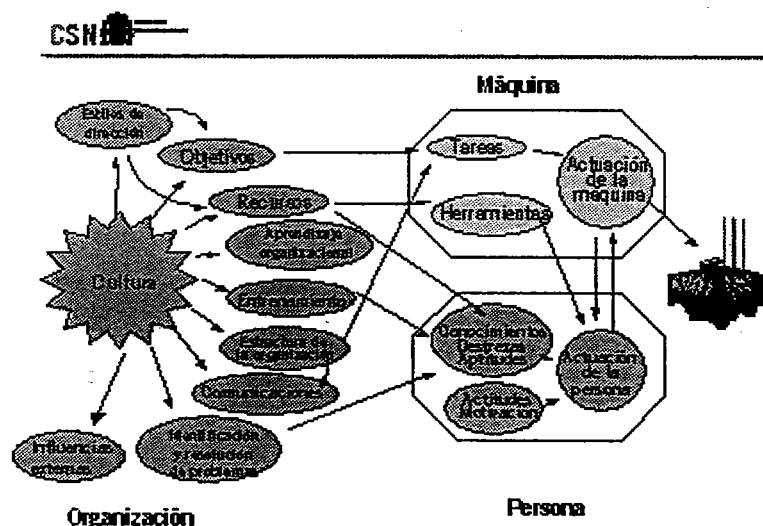


Ilustración 8. (Fuente: NRC)

1.13. Eficiencia reguladora

Es un hecho que, en los recientes años de experiencia en el uso industrial de la energía nuclear para generar energía eléctrica, son cada vez más numerosas las voces, entre los explotadores de esas instalaciones, que claman por una mayor eficiencia de los requisitos que regulan dicho uso. Reclaman que dichos requisitos son excesivos para el impacto que tienen muchos de ellos en el riesgo que supone la operación de las centrales nucleares y que ese exceso es un importante contribuyente a la factibilidad económica de la energía nuclear. Principalmente en los Estados Unidos, esa reclamación ha sido aceptada, habiendo programas de trabajo en la NRC que intentan mejorar la eficiencia reguladora para hacer uso, sobre todo, de la información que pueden aportar los análisis de riesgos, con relación al impacto sobre la seguridad que tienen los requisitos y las acciones reguladoras concretas, y que tratan de basar dichas acciones en un seguimiento, mediante medidas, de los resultados que van siendo aportados por la experiencia operativa de las instalaciones (concepto de la *Risk-Informed, Performance-Based Regulation*, RIPBR).

Dicho concepto es difícil de definir de forma concreta y la NRC va dando pasos paulatinos, aunque hasta el momento sin pausa, hacia el mismo. Parece más o menos claro que la información proveniente de los APS será el fundamento del uso de la información sobre el riesgo. Para ello, ya ha publicado la NRC diversas guías reguladoras y capítulos del *Standard Review Plan*, que comportan un marco general de ese uso (RG 1.174 y SRP 19.0) y una mayor concreción para algunas de las aplicaciones de esa información proveniente de los APS que tienen mayor envergadura: la garantía de calidad graduada (RG 1.176), la inspección en servicio (RG 1.178 y SRP 3.9.8), las pruebas en servicio (RG 1.175 y SRP 3.9.7) y los cambios de especificaciones técnicas de funcionamiento (RG 1.177 y SRP 16.1).

En España, el CSN y Unesa también están dando pasos en ese sentido, habiendo editado ya, como fruto del trabajo conjunto en el Grupo Mixto para APS y Banco de Datos, una Guía para Aplicaciones de los APS (Documento Básico para el Proceso de Realización y Evaluación de las Aplicaciones de los APS, noviembre de 1998), que endorsa y amplía en cierta medida la anterior guía RG 1.174, o marco general, de la NRC. Así mismo, hay actualmente en marcha tres proyectos conjuntos del CSN y Unesa, dentro de su Plan Coordinado de Investigación, para probar y desarrollar experiencias piloto en tres de esas aplicaciones de envergadura mencionadas antes, esto es, la garantía de calidad graduada, con una experiencia piloto para la central de Cofrentes, la inspección en servicio de tuberías, con experiencias para Ascó y Santa María de Garoña, y las especificaciones técnicas de funcionamiento, con experiencia para Ascó.

La otra parte del concepto de la RIPBR, sobre la medida de los resultados del titular, está en una fase más temprana de definición, habiendo diversas alternativas sobre el nivel de seguimiento (evaluación e inspección) por parte del regulador; por ejemplo, si el regulador únicamente efectuará un seguimiento de resultados observables a alto nivel, actuando en base a ellos, o habrá una mayor implicación en la evaluación de los procesos y organización de los trabajos de los titulares.

Es evidente, en base a lo anteriormente expuesto, que son necesarios trabajos de desarrollo y, además, que los mismos sean consensuados, en la mayor medida que sea posible, entre el regulador y los regulados, puesto que se trata de unos posibles cambios profundos en el sistema

regulador. Dejando a un lado aquella parte de ese futuro sistema regulador RIPBR relacionada con las medidas de los resultados de los titulares, que, como se ha indicado, está en una fase mucho menos madura de definición, la parte correspondiente al uso de los APS para suministrar la información sobre el riesgo, que deberá ser usada sistemáticamente en ese nuevo sistema, tiene también aspectos que van a necesitar trabajos de desarrollo y consolidación.

El APS no es más que una técnica de análisis y no debe ser usado ciegamente sin tener en cuenta todos los aspectos, hipótesis y condiciones de contorno del análisis realizado. Esto implica una dificultad muy cierta en el uso de los APS si no se conoce en profundidad el análisis. Evidentemente, esa dificultad no existe, o es mucho menor, si el uso del APS lo hace el propio analista, que es el que conoce completamente esos aspectos. Es decir, el uso correcto del APS es mucho más factible si es efectuado por quien realizó el análisis. En otras palabras, dado que en España todos los APS han sido proyectos con responsabilidad técnica y financiera de los explotadores, el APS sería una herramienta muy poderosa para una "autorregulación" por los mismos. Como el sistema regulador no parece que vaya enfocado hacia el concepto de la autorregulación, la dificultad surge y se hace mayor cuando el APS se quiere que forme parte del sistema regulador y, por tanto, sea una herramienta de control. Para poder serlo el APS ha de ser conocido por el regulador al mismo nivel de detalle que el regulado. Se puede hacer un uso del APS tendencioso o, simplemente, incorrecto si el mismo se basa únicamente en pequeños análisis cuantitativos del impacto de los aspectos reguladores que se pretende analizar. Ese sería el caso fácil en que el APS sería una base de la regulación, pero no es la situación ni de la tecnología ni del alcance de los estudios de los APS hasta el momento.

El estado de la tecnología de los APS puede evolucionar más mediante actividades de investigación y desarrollo como las mencionadas en el apartado 1.6, se puede avanzar también en la consolidación estadística de sus resultados cuantitativos y se puede ir completando el alcance de los APS para poder cubrir un abanico más completo de posibles usos, pero, en todo caso, la necesidad de conocimiento profundo de los análisis realizados permanecerá y, por tanto, es una dificultad para el uso correcto de los APS, en el caso de que no exista ese conocimiento. Como se trata de una dificultad en la propagación de un conocimiento muy detallado, se puede concluir que la participación masiva del APS en un futuro sistema regulador más informado sobre el riesgo es una dificultad que radica fundamentalmente en la organización de la mecánica de trabajo en los titulares y en el organismo regulador.

Un concepto fundamental en el sistema regulador clásico ha sido el de imponer unos márgenes de seguridad para cubrir incertidumbres en el conocimiento y, en general, hacer siempre "conservadoras" las normas en que se iba plasmando dicho sistema a medida que se desarrollaba, en paralelo a los diseños y entradas en operación de las primeras centrales nucleares. Esos márgenes de seguridad representan un cierto sentimiento de confortabilidad en la regulación y la experiencia demuestra que no deben ser eliminados sistemáticamente. Sí que parece aceptable, y en ello debería radicar el uso más sistemático de los APS, que dichos márgenes se pudieran reducir en la medida en que algunos aspectos ya no presenten la incertidumbre que presentaban en la fase de diseño de las centrales y en que el APS, analizando niveles de detalle a los que no se llegaba en los análisis clásicos y haciéndolo de una forma que después permite integrar esos detalles y globalizar resultados, ha reducido algunas incertidumbres y, además, allí donde existen, puede realizar una estimación de su magnitud y de su importancia. La reducción de márgenes de seguridad en la

que, de forma directa o indirecta, se basarán algunas aplicaciones de los APS podrá ser, pues, una reducción controlada, esto es, minimizada y en función de los beneficios que aporte la aplicación.

Con un uso correcto de los APS se podría pensar, desde el punto de vista del regulador, en que, por ejemplo, la información proveniente de los mismos se usara en programas de optimización de los requisitos de seguridad y en la priorización de las actividades reguladoras, de acuerdo con el riesgo que comportan aquellos aspectos que se evalúan o inspeccionan. Desde el punto de vista de los titulares, se podría pensar en usar los APS para conseguir una mayor flexibilidad operativa en general, ya no sólo en aquellos aspectos derivados de la regulación. Un ejemplo de sistemas derivados del APS y enfocados a esa flexibilidad operativa son los "monitores del riesgo", ya desarrollados por algunas centrales en todo el mundo, entre ellas algunas españolas. Las implicaciones que ese sistema pueda tener en aspectos relacionados con la seguridad, hará muy probablemente que el regulador tenga que plantearse contar también con sistemas de ese tipo.

En la línea de ese potencial uso más masivo de los APS en la flexibilización de la operación de las centrales nucleares y de su regulación, el *Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España*, en su segunda edición, publicada por el CSN en 1998, introducía el concepto de Programa de "APS vivo", cuyas actividades, englobadas en una denominación programática como ésta o definidas de forma individualizada no programática, son fundamentalmente las que se prevén si en el futuro se decide ir definitivamente por esa vía reformadora del sistema regulador. Se recuerdan aquí las referencias de las cinco actividades básicas descritas en el Programa Integrado: mantenimiento y actualización de los APS; recolección, análisis e incorporación de datos; medios informáticos; procedimientos y criterios de decisión para llevar a cabo aplicaciones; y garantía de calidad de todos los procesos.

2. Desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo

2. Desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo

2.1. Visión general

Los *parámetros del emplazamiento* son considerados en este apartado desde el punto de vista del análisis de la seguridad de instalaciones y actividades del ciclo, tanto en fase de operación como de clausura. Alguno de los proyectos y actividades que se mencionan en este apartado, por su relación con los parámetros de emplazamiento asociados al diseño y explotación de instalaciones nucleares en general, son comunes al apartado que se refiere al desarrollo tecnológico en relación con emplazamientos de centrales nucleares. Los proyectos y actividades que se describen están agrupados por temáticas y disciplinas afines, a saber: geología, sismología, hidrogeología e hidrogeoquímica, geotécnica, hidrología superficial y geoprospectiva (paleoclimatología). Se describen las actividades de modelación del flujo y transporte en aguas subterráneas; de procesos hidrogeoquímicos, de transporte reactivo e hidromecánicos; modelos de dispersión en aguas superficiales; y otros parámetros de emplazamiento (modelos de estimación y predicción de la erosión, de difusión de radón y de infiltración a través de capas de protección en escombreras de uranio). Se describe, también, el papel que juegan las metodologías y herramientas desarrolladas y aplicadas en la evaluación de la seguridad de las instalaciones en operación, en fase de clausura y en el proceso de evaluación del comportamiento de un AGP. Por último, se hace mención a la metodología aplicada en el estudio del vertedero del Centro de Recuperación de Inertes de Huelva (CRI-9) donde se han vertido parte de las cenizas radiactivas procedentes de Acerinox.

En el tema de *gestión de residuos de baja y media actividad* se expone de una manera concisa los fines previstos: caracterización y acondicionamiento de residuos, modelización del comportamiento de las instalaciones de almacenamiento superficial y la mejora de su explotación. Resulta por tanto una aproximación y avance a cuanto se indicó en la anterior versión de este informe, si bien entonces se intituló con el más específico de "Evacuación superficial de residuos de baja y media actividad". Se refieren los foros y convenios que atienden cada tipo de actividad, por ejemplo el marco de la Unión Europea en lo relativo a caracterización y acondicionamiento, programas tecnológicos españoles para residuos de muy baja actividad, OIEA en los análisis y evaluación de la seguridad de almacenamientos, Plan de I+D de Enresa e Instituto Torroja sobre estudios de comportamiento y durabilidad de hormigones. Se hace también mención al impulso internacional entre organismos reguladores europeos con problemas de residuos de grafito para darle una adecuada gestión futura.

La gestión de los elementos combustibles en espera de su destino final sigue siendo un aspecto práctico del ciclo en la medida en que a diversos factores ya clásicos como es el reproceso se han de añadir los relativos al aumento del grado de quemado, la prolongación de vida o el desmantelamiento por lo que el *almacenamiento temporal del combustible* sigue siendo un tema recurrente. El aumento de la capacidad de almacenamiento, las piscinas centralizadas o los contenedores de doble propósito siguen siendo temas ya anteriormente considerados pero aún vigentes en cuanto que el comportamiento del combustible debe ser analizado durante más largos períodos de tiempo que los hasta ahora alcanzados por la

experiencia, así como la mejora en la caracterización previa del combustible o el desarrollo de instrumentación para la determinación del grado de quemado.

El *almacenamiento geológico profundo para el combustible irradiado* concita un interés continuo a través de los años porque no deja de ser la alternativa más viable para el propio combustible y para los residuos de alta. Su interés permanente produce avances e hitos de significativa importancia en los países más desarrollados con producción nucleoelectrica, tanto desde el punto de vista de proyecto, estudios, modelizaciones y análisis, como de realidades concretas, tómese el ejemplo del almacenamiento de WIPP (EEUU) con entrada en operación en 1999. Las organizaciones internacionales encauzan las políticas nacionales de la gestión y de investigación, así la CE trata desde aspectos de la seguridad hasta el obligado experimento de los laboratorios subterráneos, la NEA con sus grupos y comités como el RWMC evalúa el comportamiento, la selección de emplazamientos y el diseño de experimentos, el OIEA destaca por sus trabajos dedicados a Principios y Criterios y de todos esos foros derivan las líneas estratégicas del CSN que ya se contemplan en gran medida en su *Plan de Investigación*.

No puede concebirse una evaluación fiable del almacenamiento geológico profundo sin tomar en consideración *los laboratorios subterráneos de investigación* que son la vía directa para sacar conclusiones realmente asociadas a este tipo de almacenamiento pues se cubren desde las técnicas de excavación hasta aspectos de demostración que contribuyen a aumentar la confianza del público. Se relacionan los laboratorios subterráneos de investigación en Europa con sus diferentes objetivos y su encuadramiento en los Programas Marco de la Comisión Europea y se hace expresa la participación de Enresa en los experimentos de los laboratorios subterráneos de Europa.

A las opciones, podría ya decirse clásicas, de gestionar los elementos combustibles y residuos de alta, en almacenamientos superficiales y posterior y definitivo destino en los almacenamientos geológicos profundos, se une esta gestión avanzada de la separación de actínidos y productos de fisión para su transmutación subsiguiente en radionucleidos estables o de vida corta. Se presenta una amplia panorámica de todos los proyectos de investigación que existen actualmente en el mundo sobre estas *alternativas a la gestión del combustible irradiado* que si bien no parecen evitar el uso futuro de los almacenamientos geológicos profundos si contribuirían a reducir el inventario radiotóxico. Resultan destacables, por la atención dedicada por parte de los países más desarrollados, incluida la Unión Europea, los aceleradores para la transmutación de residuos y dentro de ese concepto el Accelerator Driven System.

Finalmente se cierra el grupo de desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo con la exposición de los *sistemas híbridos de transmutación*, aspecto nuevo que no se ha explicitado en el informe anterior y que se detalla e ilustra ahora de manera específica y monográfica, enumerando todas las áreas de investigación que en este campo de la transmutación se manifiestan más débiles.

2.2. Parámetros del emplazamiento

Los parámetros geológico-sismológicos, hidrogeológicos, hidrológicos y geotécnicos son los aspectos más significativos a analizar en las instalaciones del ciclo. Estos parámetros son objeto de seguimiento en las instalaciones en operación y cobran especial relevancia en las fases de desmantelamiento y clausura. Un ejemplo es el caso de la clausura de las instalaciones de tratamiento del mineral de uranio en el que la disminución del riesgo está relacionada con la estabilidad y capacidad de aislamiento de las barreras de confinamiento de diques y escombreras; y con el control de la posible contaminación de las aguas subterráneas y superficiales originada por el lavado y movilización de los radionucleidos.

Las actividades de I+D se concentran también en los parámetros antes indicados. Las metodologías y herramientas desarrolladas se dirigen al estudio de procesos físico-químicos en la geosfera y al desarrollo de modelos adecuados que simulen dichos procesos. Se ha prestado particular atención al tema del almacenamiento de residuos radiactivos, ya que es el propio emplazamiento el que constituirá la barrera final a la incorporación de radionucleidos al medio vivo. 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 hidrogeológicas y geomecánicas de las rocas implicadas (graníticas, arcillosas o salinas), el desarrollo de modelos de flujo, transporte de masas y de calor y el estudio de análogos naturales. Estas áreas de trabajo responden a las directrices definidas en el IV Programa Marco de la UE y han sido objeto de gran parte de los proyectos de investigación desarrollados en Europa y en el mundo.

Como estrategia de futuro, el V Programa Marco que ahora se inicia, en su apartado 2.2 (Seguridad del ciclo), incluye como objetivos a alcanzar: la demostración de la viabilidad técnica del almacenamiento geológico y el desarrollo de una mayor base científica y mejores métodos para ganar la confianza de la opinión pública. También especifica la necesidad de desarrollo y aplicación de métodos para evaluar y comparar diversas estrategias de gestión de residuos, como por ejemplo, almacenamientos en superficie a largo plazo y almacenamientos geológicos con o sin posibilidad de recuperación. Para ello, hace hincapié en el desarrollo y demostración de técnicas de caracterización del emplazamiento y técnicas de control a largo plazo. Establece la necesidad de estudiar el comportamiento de los sistemas de almacenamiento a largo plazo mediante el desarrollo de investigaciones complementarias en laboratorios o *in situ* (análogos naturales) de los procesos relevantes para el comportamiento de las barreras ingenieriles o naturales y la migración de radionucleidos.

Los proyectos de I+D promovidos por el CSN en temas de emplazamiento se adaptan a los objetivos fijados por el IV y V Programa Marco. La mayoría de las herramientas y metodologías desarrolladas, además de estar encaminadas al estudio de la viabilidad técnica de los almacenamientos geológicos de residuos, tienen también aplicación a aspectos de la seguridad de emplazamientos de otras instalaciones (fábricas de tratamiento de uranio y sus colas, instalaciones de almacenamiento superficial de residuos y centrales nucleares).

Como ya se ha indicado en este informe, en los últimos años el CSN ha apoyado una línea de trabajo encaminada a reducir las incertidumbres y mejorar el diseño sísmico de las instalaciones. Esta línea de trabajo se ha basado en investigaciones para la caracterización de estructuras asociadas a tectónica reciente (paleosismicidad y compartimentación sismotectónica) y en la

determinación de parámetros de estimación de la peligrosidad y el riesgo sísmico, para lo cual se han elaborado bancos y bases de datos. El estudio geométrico de las fallas respecto del campo de esfuerzos en la corteza, como potenciales fuentes sísmicas, es un aspecto contemplado en la nueva normativa americana para el almacenamiento de residuos radiactivos.

Esta línea de trabajo se desarrolla a través de varios proyectos de investigación que tienen una aplicación directa a las centrales nucleares, pero cuya metodología de trabajo y herramientas son de aplicación a la caracterización tectónica y sísmica de las instalaciones del ciclo, incluyendo los AGP. El Proyecto SHISTO2-SIGMA (diciembre 1995 - diciembre 1997), descrito en el apartado 1.10 tenía como antecedentes trabajos previos realizados desde 1990 a través de becas del CSN y ha elaborado un procedimiento uniforme del análisis conjunto de poblaciones de fallas y mecanismos focales de terremotos, contrastando la información obtenida a partir de datos geológicos y geofísicos. Uno de los resultados obtenidos del proyecto es que el campo de esfuerzos que actualmente da lugar a la actividad sísmica es el mismo que ha existido en los últimos nueve millones de años. Esta información es clave para la realización de extrapolaciones en el futuro necesarias para la evaluación del comportamiento de almacenamientos radiactivos, por lo que está prevista la continuación de esta línea de trabajo en el Proyecto PRIOR. El desarrollo de técnicas para la datación de materiales y el análisis de la paleosismicidad se desarrolla en el Proyecto DATACION (1996-1999). Con el fin de mejorar el conocimiento de la peligrosidad y el riesgo sísmico en la Península Ibérica, con escasez de datos, se ha desarrollado el Proyecto DAÑOS (1997-1998), cuya línea de investigación se prevé continuar con los Proyectos SIMOV y ESPECTRO. Estos proyectos se describen en el apartado 1.10.

Otras líneas que se recomiendan abordar son las definidas por los proyectos INMA, DESPAS, CASI y BAE, descritos en el apartado 1.10 y que son también de aplicación al estudio y evaluación de los almacenamientos de residuos. Así mismo, otros aspectos a analizar son las características del movimiento sísmico en profundidad, en relación con las propiedades elásticas del medio (Proyecto MOPROF), y los efectos de los terremotos en el esquema de flujo de aguas subterráneas (Proyecto HIDROSIS).

La velocidad de circulación y transporte del agua subterránea depende de las características hidrogeológicas, hidrogeoquímicas y geomecánicas de las rocas y principalmente de su permeabilidad. El agua subterránea cobra especial relevancia en los estudios de seguridad de las instalaciones del ciclo, ya que es el principal agente movilizador de radionucleidos. En los estudios de caracterización de los almacenamientos geológicos profundos para residuos de alta actividad, los estudios hidrogeológicos y su relación con procesos hidrogeoquímicos, térmicos y mecánicos, son una de las claves del análisis de la seguridad y forman parte de todos los ejercicios de evaluación del comportamiento a largo plazo realizados hasta la fecha.

En relación con las evaluaciones realizadas para instalaciones del ciclo, tanto en fase de clausura de instalaciones de concentración de uranio (FUA, El Lobo y planta Elefante) como en operación (El Cabril, Quercus y Juzbado), se ha desarrollado el seguimiento de los datos hidrogeológicos e hidrogeoquímicos aportados por el Programa Hidrogeológico de Caracterización Vigilancia y Control (PHCVC) implantado en cada uno de los emplazamientos. Los objetivos del PHCVC en las instalaciones en fase de clausura son verificar que las capas de cobertura construidas para el aislamiento de los residuos cumplen su función y que las condiciones hidrogeológicas definidas no varían de tal forma que afecten a la seguridad de las instalaciones, a las personas y al medio ambiente.

En el caso de instalaciones en operación como El Cabril, que ha sido diseñado para que el agua subterránea no alcance las estructuras constructivas, el objetivo del PHCVC es verificar esta condición de diseño y vigilar que, tanto en operación como en su posterior clausura, no se producen emisiones accidentales de efluentes al exterior. Tanto en El Cabril como en la FUA se dispone de un modelo hidrogeológico de flujo y transporte de radionucleidos (sobre el código TRANSIN) que ha sido actualizado a partir de los datos aportados por el PHCVC en los últimos años. En lo referente a la FUA, el análisis de los datos está permitiendo conocer la evolución del término fuente y evaluar la eficacia de las capas de aislamiento colocadas sobre la escombrera. En el emplazamiento de El Cabril la evolución de los niveles obtenida a partir de las medidas realizadas no estaba en concordancia con las predicciones más desfavorables realizadas por el modelo. Esto ha permitido detectar un funcionamiento anómalo de los sistemas de drenaje de la instalación, que han sido reparados, y ha dado lugar a un nuevo ajuste de los parámetros de recarga introducidos en el modelo hidrogeológico.

Una de las líneas de investigación en relación con aspectos hidrogeológicos se ha concentrado en los medios fracturados. La razón de ello es que una gran parte de las rocas de baja permeabilidad, idóneas para el almacenamiento de residuos radiactivos, son las rocas graníticas y volcánicas. El problema de estas rocas es que suelen presentar fracturas que es necesario estudiar para evaluar su capacidad aislante. Por esta razón el estudio de estas rocas es objeto de muchos programas internacionales. Otra razón para el estudio de este tipo de rocas es que un número importante de emplazamientos de instalaciones nucleares y radiactivas españolas están ubicados en medios fracturados: el Cabril, las minas de uranio, fábricas de concentrados y la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, son ejemplos de ello.

El objetivo del Proyecto HIDROBAP, recientemente finalizado (diciembre 1995 - diciembre 1998), ha sido la caracterización hidrogeológica de medios fracturados de baja permeabilidad, mediante la elaboración y valoración de una metodología multidisciplinar alternativa que permite determinar los parámetros hidrogeológicos que controlan el flujo y el transporte de radionucleidos en dichos medios. HIDROBAP ha permitido el desarrollo, puesta a punto y aplicación de diversas técnicas de caracterización estructural. Entre los códigos elaborados cabe reseñar el código CRATOS de análisis estructural que aplica las metodologías de Análisis Poblacional de Fallas.

El Proyecto HIDROBAP en esta primera fase utiliza la información obtenida en proyectos previos por Enresa y Ciemat en el emplazamiento de El Berrocal. Este proyecto aplica y desarrolla la metodología geoquímica de emanación del radón y técnicas petrológicas de reciente desarrollo como el método de K-Ar, el de trazas de fisión y el estudio de las inclusiones fluidas en el granito, que han aportado información sobre la historia de formación del batolito y sobre los planos de debilidad. Todos estos datos, junto con los datos tectónicos y estructurales, han permitido seleccionar las familias de fracturas que permitan el flujo de agua. Estas familias de fracturas son posteriormente analizadas y simuladas por los códigos FRACMAN y DFP. Se ha llevado a cabo un novedoso análisis geométrico de la fracturación para correlacionar la información de superficie y la obtenida en un sondeo y en la galería de una mina, aplicando métodos geoestadísticos y análisis multifractal.

HIDROBAP dispone de bases digitalizadas de datos topográficos y de fracturación que se han incorporado a un Sistema de Información Geográfica (SIG) sobre el código IDRISI;

esta base de datos se ha desarrollado en entorno ACCESS incluyendo información estructural, textural e hidrogeológica. Mediante el desarrollo de los modelos de fracturas discretas se ha conseguido una representación sintética en forma de discos de la red de fracturas de El Berrocal utilizando el código FRACMAN (véase ilustración adjunta). Se ha realizado el acoplamiento del programa de flujo y transporte TRANSIN al código FRACAS de análisis del medio fracturado y se ha comprobado su funcionamiento utilizando ejemplos sintéticos y también reproduciendo los ensayos de permeabilidad (S14/s18) realizados en El Berrocal por Ciemat y Enresa. Los códigos desarrollados, adaptados o utilizados en HIDROBAP y su esquema de funcionamiento se representan en la ilustración adjunta.

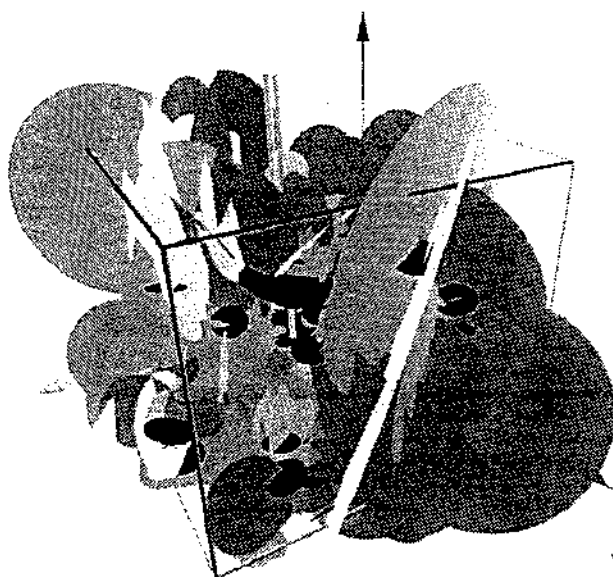


Ilustración 9. Red de fracturación conductiva generada por FRACAS para el batolito de El Berrocal. Se representan las seis familias de fracturas que se consideran con mayor capacidad para transmitir agua. Los cilindros centrales de color gris, que sobresalen del dominio, simulan los sondeos S14 y S18, utilizados para la calibración hidrogeológica. El dominio de generación es de 400x400x350m.
(Fuente: Proyecto HIDROBAP, CSN-Enresa)

Desde el punto de vista del desarrollo tecnológico HIDROBAP ha permitido la integración multidisciplinar de distintos equipos de investigación. Una de las principales innovaciones introducidas es la incorporación de la información tectónica y emanométrica a la simulación del medio y al desarrollo de modelos hidrogeológicos. Esto permite aprovechar la información superficial para optimizar el número y la ubicación de sondeos y ensayos hidrogeológicos clásicos. La herramienta puede permitir un análisis iterativo de la información que irá definiendo la red de fracturas sintética y el funcionamiento hidrogeológico del medio con mayor precisión, a medida que se incorpore más información al modelo.

La aplicación de las herramientas y metodologías desarrolladas por HIDROBAP no se restringen a un tipo de instalación concreta. Al tratarse de metodologías para la caracterización hidrogeológica de emplazamientos, su aplicación abarca todo tipo de instalaciones en los que estos procesos puedan tener lugar y afecten a la seguridad de las instalaciones y del medio ambiente. Por tanto, pueden ser de aplicación directa al estudio de la seguridad de

instalaciones de almacenamiento de residuos, tanto superficiales como profundas, y a la clausura de instalaciones de tratamiento de mineral de uranio.

En relación con los AGP, HIDROBAP es integrable en distintas etapas del proceso de evaluación del comportamiento de estas instalaciones, ya que utiliza tanto datos medidos y contrastados "duros", como datos estimados y difícilmente cuantificables "blandos". Puede integrarse en las etapas de: caracterización, identificación de escenarios, definición del sistema, desarrollo de modelos conceptuales y matemáticos y en el análisis de consecuencias. La verificación de los modelos puede desarrollarse aplicando HIDROBAP a análogos naturales.

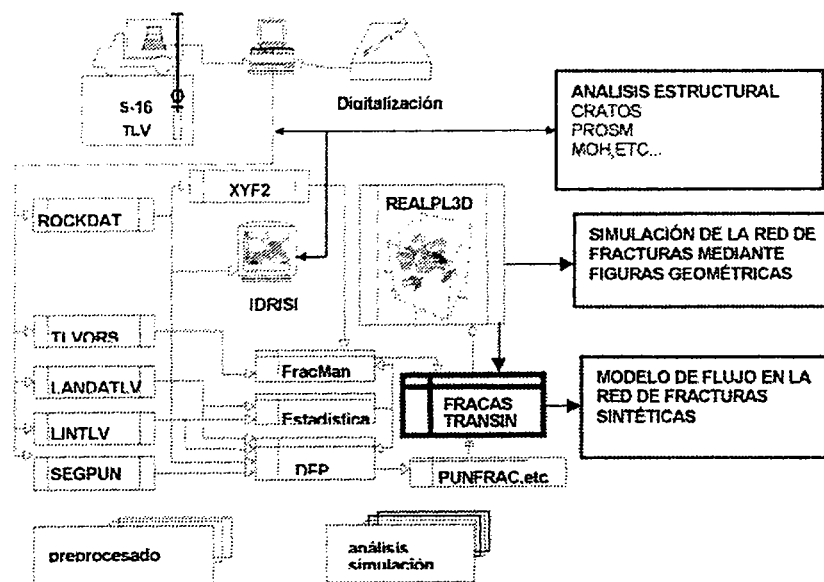


Ilustración 10. Esquema de funcionamiento de los principales códigos utilizados en HIDROBAP.
(Fuente: Proyecto HIDROBAP-CSN Enresa)

El estudio de medios fracturados mediante modelos de fracturas discretas incorporando información multidisciplinar constituye un campo de investigación muy novedoso y está a la vanguardia de las líneas de investigación desarrolladas en el IV Programa Marco de la UE y que tendrán su continuación en el V Programa. La metodología HIDROBAP está en la línea de otros programas experimentales de investigación sobre rocas cristalinas fracturadas aplicando, entre otros, modelos de fracturas discretas. Entre estos programas cabe destacar: Stripa, Finnsjö y Aspö (Suecia), Grimsel (Suiza), Fanay - Augeres y Tournemire (Francia), Pinawa-URL (Canadá), Sellafield (Reino Unido), Kamaishi (Japón), Yucca Mountain (EEUU).

Está prevista la continuación del proyecto (HIDROBAP-II) cuyo objetivo es aplicar la metodología desarrollada en el Proyecto HIDROBAP a una nueva zona de estudio para contrastar su eficacia, sirviendo como apoyo a metodologías tradicionales de investigación de rocas fracturadas. Esto permitirá la identificación de zonas clave en relación con la migración de radionucleidos. Se implementará el paquete integrado de códigos ya elaborado en el Proyecto HIDROBAP y se acoplará a la modelación hidrogeológica, los efectos originados por las variaciones del campo de esfuerzos del macizo rocoso (efecto hidro-mecánico). Las herramientas desarrolladas en la nueva fase del proyecto

(HIDROBAP-II) está previsto que se integren en grupos de trabajo internacionales como DECOVALEX o en el Grupo de Análogos Naturales de la UE, siempre dentro de las directrices definidas por el V Programa Marco.

Otras dos líneas de trabajo que se han desarrollado través de dos becas del CSN, en colaboración con Ciemat, son el estudio de los procesos hidrogeoquímicos en la migración de radionucleidos y el de la modelación de procesos acoplados de flujo y transporte reactivo. En la primera beca se utilizó el código EQ3/6, que predice la distribución de especies en disolución y la transferencia de masas, y en su aplicación se utilizaron datos obtenidos en el análogo natural de Palmotu (Finlandia). En la segunda beca, después de un proceso de selección, se utilizaron los códigos HIDROGEOCHEM y MPATH. Con este último código se simulaban procesos de movilización de uranio en el reactor natural de Bagombé (análogo natural de Oklo, Gabón).

La línea de investigación de transporte reactivo se ha materializado en un proyecto iniciado en diciembre de 1998 denominado PE TRA, cuyo objetivo es desarrollar, adaptar y verificar modelos numéricos como herramienta para el estudio de procesos acoplados de transporte reactivo de radionucleidos en medios rocosos naturales (arcillas o rocas cristalinas) a varias escalas de trabajo. Su aplicabilidad es muy amplia, cabe mencionar: el estudio de la migración, a través de formaciones permeables, de radionucleidos y otros contaminantes provenientes de fábricas de concentrados e instalaciones de tratamiento y almacenamiento de compuestos radiactivos o instalaciones de minería, hasta la biosfera (escalas local, intermedia y regional); 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).

Se recomienda proseguir las otras líneas previstas en el *Plan de Investigación*: desarrollo de herramientas para el estudio y evaluación hidrogeológica e hidrogeoquímica de arcillas, sales y rocas cristalinas; estudio de la integración de estas técnicas en proyectos de evaluación del comportamiento que permitan analizar de forma global la seguridad de los almacenamientos, determinando la incertidumbre asociada a los parámetros y simplificaciones introducidas en los modelos. En este sentido es importante participar en los grupos de trabajo patrocinados por la UE.

Además de los parámetros descritos, la seguridad de la estabilidad de las instalaciones del ciclo del combustible pasa por el análisis de otros aspectos de ingeniería geológica. Desde el punto de vista del desarrollo, en este área las actividades se han centrado en la actualización y puesta a punto de ensayos de caracterización estáticos, dinámicos, en condiciones reales y simuladas. Esto permite el estudio de la evolución futura de la instalación en interacción con el terreno. Para el desarrollo de estas actividades se ha recurrido a la implantación de programas de vigilancia y control de: calidad de la información, nivelaciones topográficas, irregularidades del terreno (surcos, vaguadas, etc.). Se han implantado códigos para evaluar el avance de la erosión (Temple 1987), para analizar deslizamientos del terreno mediante el método de Bishop y se ha utilizado el paquete estadístico SAS que se aplica preferentemente en el estudio de series temporales.

El proceso de licenciamiento debe asegurar que el almacenamiento final de residuos radiactivos y estériles de uranio se realiza de manera que se proteja la salud y seguridad del público. En el caso de los estériles, esto se consigue por medio de barreras que eviten la

infiltración, la emanación de Rn222 y la dispersión por arrastre; especialmente diseñadas con gran durabilidad, incluso ante precipitaciones de gran intensidad. Para ello, hay que aplicar modelos de simulación del proceso físico de la erosión que permitan estimar y cuantificar la formación de cárcavas y la pérdida de material por erosión en lámina, de manera que se puedan realizar diseños de barreras que lo soporten. En el Cabril se ha realizado el seguimiento de parcelas experimentales para estudiar los efectos de la erosión. Para ello, se utiliza el código EUROSEM, desarrollado por varios países de la UE.

En relación con la estabilidad a largo plazo de diques y escombreras es necesario evaluar el efecto de posibles avenidas catastróficas. Para ello se estima la avenida máxima probable (cota y velocidad máxima del agua), producidas tanto por la precipitación máxima probable como por posibles roturas de presas aguas arriba del emplazamiento y se lleva a cabo el cálculo de esfuerzos de cizalla sobre los taludes del dique, con el fin de determinar el tamaño de roca y espesor de la capa, necesarios para resistirlos. Con la experiencia obtenida en la FUA, ha sido posible desarrollar una metodología de evaluación independiente de los diseños de capas de roca de los taludes en los diques de la Planta QUERCUS y Lobo G. También se ha puesto a punto una metodología para estudiar la emanación de radón y el cálculo de la infiltración a través de las capas.

Otro aspecto que cabe destacar es la importancia del estudio de los posibles efectos de la clausura de plantas de tratamiento de uranio próximas a ríos importantes (Elefante, río Agueda y FUA, río Guadalquivir). El Proyecto TRACER descrito en el apartado 1.10, puede tener una aplicación directa en el estudio de la dispersión de posibles radionucleidos que alcanzan las aguas superficiales desde los diques y escombreras de estériles.

Se ha puesto a punto el código RESRAD (RESidual RADioactivity, vers: 5.82) para llevar a cabo las estimaciones de los efectos radiológicos producidos por un determinado volumen de residuos ubicado en la superficie del terreno, valorando el efecto de la construcción de capas de cobertura: esto permite determinar el estado radiológico final del emplazamiento. El código RESRAD ha sido elaborado para el DOE de EEUU por el Argonne National Laboratory para la evaluación de emplazamientos contaminados por radiactividad. El código ha sido utilizado por la NRC, por el OIEA y por varios países. Su utilización se ha realizado sobre el emplazamiento del CRI-9 (Centro de Recuperación de Inertes), para disponer de una primera valoración de los efectos producidos por el vertido del polvo inertizado procedente de la incineración de chatarras contaminadas por fuentes radiactivas.

En cuanto a la colaboración con organismos internacionales en temas de Ciencias de la Tierra, cabe destacar la participación en un grupo de trabajo del OIEA para la elaboración de un documento técnico sobre "Caracterización del flujo de agua subterránea en instalaciones de almacenamiento próximas a la superficie" y en los grupos de trabajo del Proyecto GEOTRAP (Transport of Radionuclides in Geologic, Heterogeneous Media) de la NEA sobre "Caracterización de estructuras conductoras de agua y su representación en modelos de migración de radionucleidos", en el que además se presentaron los resultados del Proyecto HIDROBAP.

Por último, siguiendo las iniciativas puestas en práctica por otros países en el ámbito de la geopropectiva (paleoclimatología y paleohidrogeología), en el anterior Informe de Desarrollo se puso de manifiesto la conveniencia de iniciar esta línea de investigación relacionada con el análisis de la seguridad a largo plazo de los almacenamientos geológicos de

residuos radiactivos. En diciembre de 1998 se inició el Proyecto PALEOCLIMA de dos años de duración al amparo de un acuerdo de colaboración firmado entre el CSN-Enresa-UPC y en el que también interviene el Ciemat, la Universidad de Zaragoza y el CSIC de Granada. El objetivo del proyecto es identificar los procesos de cambios paleoambientales en la Península Ibérica y realizar un modelo paleoclimático del Pleistoceno medio, Pleistoceno superior y Holoceno de la Península Ibérica (Submeseta Norte), para la obtención de parámetros hidrológicos- hidrogeológicos contrastados que puedan aplicarse a los estudios de evaluación del comportamiento a largo plazo (selección de escenarios y análisis de la seguridad en emplazamientos de instalaciones nucleares).

2.3. Gestión de residuos de baja y media actividad

El desarrollo tecnológico en relación con la gestión de los residuos de baja y media actividad está actualmente asociado a los siguientes objetivos de interés a nivel nacional:

- La mejora tecnológica de los procesos de caracterización y acondicionamiento de los residuos.
- Las mejoras en la modelización del comportamiento de las instalaciones de almacenamiento superficial y el desarrollo de herramientas para la evaluación de la seguridad.
- La mejora y optimación de la operación de las instalaciones de almacenamiento superficial, basada en el examen y análisis de la experiencia de explotación de las instalaciones de este tipo ya existentes.

La mejora de los procesos de caracterización y acondicionamiento de los residuos de baja y media actividad se encuentra impulsada, en cuanto a desarrollo tecnológico se refiere, por la propia Comisión Europea a través del denominado *European Network of Testing Facilities for Quality Checking of Radioactive Waste Packages* en el que participan por parte española tanto el CSN como Enresa y Ciemat con sus propios laboratorios asociados. Los objetivos del Network se proyectan en el marco de la Unión Europea hacia la armonización en el desarrollo tecnológico de las técnicas y equipamientos para la caracterización más eficiente y fiable de los residuos de baja y media actividad y a la mejora de la calidad y de la relación coste/eficacia de estos procesos.

La mejora y el desarrollo de técnicas e instrumentación *ad-hoc* para la caracterización de residuos de muy baja actividad, está siendo también impulsada en España mediante programas tecnológicos conjuntos entre el CSN, Unesa y Enresa, con aplicación específica al desarrollo de técnicas aplicables a piezas metálicas de geometría compleja.

En el campo de la caracterización de los residuos de baja y media actividad merece también destacarse que los desarrollos tecnológicos en este área serán trascendentales para contribuir a la toma de decisiones sobre la gestión de residuos de características físico-químicas y radiológicas particulares, como es el caso del grafito generado en el desmantelamiento de los reactores GCR.

En 1998 los presidentes de los organismos reguladores de España (CSN), Francia (DSIN) y Reino Unido (HSE) dirigieron un mandato conjunto a los responsables técnicos de sus organizaciones para que en el plazo de un año elaboraran un informe sobre la situación y

perspectivas de la gestión de los residuos radiactivos de grafito en relación con los aspectos de seguridad asociados a la caracterización radiológica, acondicionamiento y almacenamiento a largo plazo.

El estado del desarrollo tecnológico para la caracterización radiológica del grafito es un aspecto que se ha vislumbrado como clave para la toma de decisiones acerca de cualquier opción de gestión posterior, junto con los avances que puedan producirse en los programas nacionales de investigación y desarrollo existentes en materia de tratamiento y acondicionamiento de este tipo de residuos.

Con respecto a la modelización del comportamiento a largo plazo de los almacenamientos superficiales, cabe destacar los avances durante este período en el programa ISAM (*Implementation of Safety Assessment Methodology*) del OIEA, en el que participan el CSN y el Ciemat. El programa ISAM está analizando los recursos y técnicas empleadas internacionalmente en la evaluación de seguridad de los almacenamientos, facilitando a la comunidad internacional una revisión crítica sobre los niveles de confianza obtenidos en los procesos de evaluación e importantes conclusiones sobre los desarrollos tecnológicos que aún será necesario abordar para ganar confianza y fiabilidad en las demostraciones de seguridad.

En paralelo y tomando como base estas líneas de desarrollo, a nivel nacional el CSN y el Ciemat iniciaron en 1997, con la firma de un acuerdo específico de colaboración, el desarrollo de una metodología propia para el análisis de la seguridad de la evacuación superficial de residuos de baja y media actividad y su aplicación al centro de almacenamiento de El Cabril.

El vigente Plan de I+D de Enresa en lo que se refiere a la gestión de residuos de baja y media actividad y a su almacenamiento superficial destaca como actividades más significativas: los estudios asociados al conocimiento de la durabilidad y comportamiento de los hormigones empleados en las barreras de ingeniería del centro de almacenamiento de El Cabril, en colaboración con el Instituto de las Ciencias de la Construcción Eduardo Torroja (IOCKET) y los estudios tendentes a la optimización de la capacidad del centro respecto a la naturaleza y cantidad de radionucleidos aceptables en el almacenamiento y a los valores máximos de actividad máxima para las unidades de almacenamiento.

El seguimiento del avance de estas líneas de desarrollo tecnológico permitirá al CSN disponer de una mayor capacidad de decisión y de evaluación y potenciar la seguridad en todas las actividades asociadas a la gestión de los residuos de baja y media actividad.

2.4. Almacenamiento temporal del combustible

El almacenamiento temporal del combustible irradiado ha sido objeto de interés y desarrollo crecientes durante la última década en los países con programas nucleares, cualquiera que sea la opción considerada para completar la gestión del combustible y se plantea de cara a los próximos años como una actividad importante y prioritaria en gran parte de los programas nacionales.

La situación creada por la limitada capacidad de reproceso existente a escala industrial, el retraso en la implantación del reproceso en algunos países, el abandono de esta opción en otros y el retraso en la disponibilidad del almacenamiento final en la mayoría de ellos, ha

repercutido directamente en la necesidad general de aumentar la capacidad de almacenamiento temporal del combustible y en la prolongación de los períodos de almacenamiento por encima de los inicialmente previstos. Estas circunstancias han propiciado desarrollos técnicos y de investigación, así como normativos y de licenciamiento.

Otros factores que pueden influir en las necesidades de almacenamiento y que pueden requerir planteamientos y estudios adicionales son: la prolongación de la vida útil de las centrales nucleares, el incremento del grado de quemado de los combustibles, la parada anticipada de algún reactor y los planes de desmantelamiento.

Las estrategias adoptadas para el aumento de la capacidad de almacenamiento pasan normalmente por una primera fase de sustitución de los bastidores en las piscinas de las centrales nucleares para permitir una distribución geométrica más compacta, solución que se ha completado con la aplicación del crédito al quemado del combustible en países como Estados Unidos o España.

La ampliación de la capacidad de almacenamiento del combustible mediante instalaciones adicionales en el mismo emplazamiento de las centrales nucleares ha sido extensamente utilizada en países como Canadá y EEUU, y ocasionalmente en otros países (como Japón, Hungría, la República Checa). La tecnología utilizada en mayor extensión en estos casos es la de almacenamiento en seco en sus diversas modalidades, fundamentalmente contenedores de hormigón y metálicos y en menor grado estructuras modulares y bóvedas de hormigón. Esta solución es considerada en España para la central de Trillo, mediante el uso de contenedores metálicos.

El almacenamiento temporal centralizado (ATC) ha sido la opción elegida en primera o segunda instancia por países como Suecia (con la instalación en piscinas de CLAB, actualmente en expansión) y Alemania (con las instalaciones de Ahaus Gorleben, basadas en el uso de contenedores metálicos). Esta opción, en desarrollo en otros países como Suiza y Japón, es la más indicada desde el punto de vista logístico cuando se trata de disponer de capacidad de almacenamiento intermedio por períodos de tiempo prolongados, ya que permite la concentración de las actividades técnicas y de control, y proporciona la flexibilidad necesaria para abordar planes de desmantelamiento.

En cualquier caso el almacenamiento temporal del combustible irradiado (bien sea en piscinas o en sistemas en seco) se realiza según tecnologías básicas conocidas y probadas, por lo que los desarrollos tecnológicos están fundamentalmente dirigidos a la optimización del uso de las soluciones y alternativas técnicas aplicables, tales como:

- Los estudios para la extensión del grado de quemado a diferentes niveles establecidos, así como a sistemas de almacenamiento en seco y al transporte.
- El desarrollo de instrumentación para la determinación del grado de quemado, reactividad remanente, intensidad de radiación y calor residual de los elementos combustibles almacenados en piscinas.
- Las modificaciones de diseño de los contenedores para acomodar diferentes tipos de combustible, adaptarlos a diferentes modos de operación, minimizar la contaminación durante la carga o cumplir los requisitos de transporte.

- El diseño de contenedores multipropósito para almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento final con el objeto de reducir las operaciones de manipulación, en desarrollo en EEUU (MPC) y en pruebas en Alemania (POLLUX).
- La adaptación del diseño de los sistemas modulares de almacenamiento en seco a necesidades específicas de instalaciones concretas.

Las actividades de I+D, vigilancia y control asociadas al almacenamiento temporal del combustible irradiado por períodos de tiempo prolongados, tienen como objetivos garantizar la integridad de los elementos combustibles (EECC), y el confinamiento de la actividad durante el período de almacenamiento, así como la capacidad de recuperar los elementos combustibles al final de dicho período.

Los trabajos para analizar el comportamiento de los elementos combustibles durante períodos de almacenamiento temporal prolongados, promovidos por el OIEA, se iniciaron en el año 1981 con el programa coordinado de investigación BESFAST, desarrollado en tres fases, que finalizó en 1996. Los objetivos del programa fueron recoger la experiencia acumulada por los países participantes, generada a partir de las actividades de inspección, vigilancia y control efectuadas en las instalaciones de almacenamiento en húmedo y en seco, así como de las investigaciones realizadas, para evaluar el comportamiento durante períodos superiores a 50 años.

Aunque los resultados de la experiencia acumulada (de más de 30 años para el almacenamiento en piscinas y más limitado para el almacenamiento en seco) muestran, en general, un buen comportamiento de los elementos combustibles, las investigaciones han continuado a fin de disponer de una base más sólida para la extrapolación de los resultados a períodos de almacenamiento superiores a 50 años, así como para abordar otros aspectos ligados a la prolongación del almacenamiento temporal. Los programas coordinados de investigación y evaluación recientes y en curso están dirigidos a:

- El estudio de los mecanismos de envejecimiento y evaluación de la durabilidad del combustible y los materiales de almacenamiento en las piscinas.
- Transferencia entre los diferentes modos de almacenamiento, incluyendo aspectos de la caracterización previa del combustible.

En relación con los desarrollos normativos es de referencia obligada la “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de los Desechos Radiactivos”, a ratificar por España en mayo de 1999, y de cuya aplicación se derivarán implicaciones de evaluación y control para las instalaciones existentes y de licenciamiento para las que se construyan en el futuro.

A la vista de los desarrollos técnicos, de I+D y normativos, en el ámbito internacional y teniendo en cuenta la prolongación del período de almacenamiento del combustible irradiado en las centrales nucleares españolas, tras la ampliación de la capacidad de las piscinas, finalizada en 1998, resulta recomendable el inicio de una línea de trabajo, que sobre la base de la experiencia acumulada, evalúe las necesidades futuras a fin de garantizar en condiciones óptimas durante el período de permanencia en dichas instalaciones, hasta la transferencia de los combustibles a otros modos de gestión.

2.5. Almacenamiento geológico profundo para combustible irradiado

El almacenamiento geológico profundo (AGP) es la alternativa considerada como más favorable para la gestión definitiva del combustible irradiado (CI) y los residuos de alta actividad (RAA) en los países generadores de energía nuclear más avanzados (Alemania, Bélgica, Canadá, EEUU., Finlandia, Francia, Japón, Reino Unido, Suecia, Suiza). En los últimos años se han producido numerosos hitos y avances significativos en estos países entre los que cabe citar:

- La entrada en operación prevista del almacenamiento geológico de WIPP (EEUU.) para residuos de origen militar con transuránidos de vida larga, tras la certificación de la EPA el 13 de mayo de 1998.
- La presentación al Congreso de los EEUU del Estudio de Viabilidad de Yucca Mountain (DOE, diciembre de 1998), en el que se propone continuar los estudios con vistas a la decisión sobre su viabilidad en el año 2001.
- El informe del Comité sobre Ciencia y Tecnología de la Casa de Lorea del Reino Unido previsto en marzo de 1999, que recomienda:
 - 1) el impulso del AGP, y,
 - 2) la búsqueda de un mayor compromiso de todos los estamentos involucrados en la toma de decisiones sobre los problemas de la gestión a largo plazo del CI.
- La publicación del informe del Panel de Evaluación de Impacto Ambiental de Canadá en marzo de 1998, que está conduciendo a importantes cambios en la política de gestión de residuos radiactivos, como son la creación de una agencia específica para este objetivo y la revisión de la estructura del organismo regulador.
- La decisión del gobierno francés en 1998 de iniciar la construcción de un laboratorio subterráneo de investigación en arcillas, ya seleccionado, y otro en granitos, aún por seleccionar, en cumplimiento de la Ley de 1991.
- La enorme experiencia adquirida y la información geológica obtenida en los estudios de caracterización de detalle de emplazamientos en países como Alemania, Canadá, EEUU, Finlandia, Francia, Reino Unido, Suecia y Suiza.
- La finalización de estudios integrados de evaluación del comportamiento (PA) a largo plazo en varios países, tanto en emplazamientos reales bien documentados como en emplazamientos hipotéticos, y el inicio en los dos últimos años de nuevos estudios integrados de PA: SFR-97 (SKB), H12 (JNC) y Enresa-2000.

El papel de organizaciones internacionales como la CE, la NEA y el OIEA ha sido fundamental en el establecimiento de un marco adecuado para el intercambio de información y en la orientación de los desarrollos nacionales en este campo, tanto en política de gestión de residuos como en programas de investigación asociados al AGP.

La CE ha promovido la realización de numerosos proyectos relacionados con el AGP dentro del IV Programa Marco (1994-1998) agrupados en las tres áreas siguientes :

- *Aspectos de la seguridad del AGP.* Incluye el proyecto SPA (1996-99), de evaluación del comportamiento a largo plazo del CI en varios tipos de roca, y el proyecto sobre "Implicaciones de la recuperabilidad" de los residuos, iniciado en 1998, con la participación de la mayoría de los países de la Unión Europea.
- *Experimentos en laboratorios subterráneos de investigación.* Los estudios se concentran fundamentalmente en el comportamiento a largo plazo de las barreras de ingeniería, en los laboratorios de Mol (Bélgica), Asse (Alemania) y Grimsel (Suiza).
- *Investigación en fenómenos básicos.* Las principales líneas de trabajo son:
 - a) caracterización del CI y los residuos vitrificados,
 - b) comportamiento de materiales,
 - c) generación de gas;
 - d) transporte de radionucleidos,
 - e) análogos naturales, y
 - f) paleohidrogeología.

Las actividades de la NEA, a través del Comité de Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC) y sus Grupos PAAG (sobre evaluación del comportamiento) y SEDE (sobre selección de emplazamientos y diseño de experimentos), están dirigidas a:

- La evaluación integrada del comportamiento. Se han analizado las evaluaciones integradas del comportamiento realizadas durante 1991-96 y se han publicado dos informes recogiendo el estado del arte y las lecciones aprendidas en la realización de los estudios de PA (IPAG-1, 1997) y en su revisión reguladora (IPAG-2, 1999).
- El aumento de la confianza. Se han identificado las metodologías utilizadas para el desarrollo y la comunicación de la confianza en los aspectos técnicos de la seguridad del AGP a diferentes audiencias. Los resultados del grupo de trabajo constituido al efecto están próximos a su publicación.
- El análisis de escenarios. Se ha desarrollado una base de datos internacional de FEPs y está en elaboración un documento del estado del arte sobre métodos para el desarrollo de escenarios basado en los resultados previstos en el *workshop* de Madrid de 1999.
- El estudio del transporte de radionucleidos en medios geológicos heterogéneos: proyecto GEOTRAP (1996-2000). El tema central es el aumento de la confianza en la caracterización de la heterogeneidad y modelización de procesos de transporte y retención. Se han celebrado cuatro de cinco *workshops* previstos.
- El estudio de la interfase barreras de ingeniería-geosfera. Están en elaboración dos informes sobre la caracterización de la zona alterada por la excavación de túneles y galerías y los efectos del transporte de gas en las barreras del AGP.

Entre las actividades desarrolladas por el OIEA destacan las realizadas por el Grupo de Trabajo sobre Principios y Criterios, específico para el AGP, en el que se ha iniciado la discusión de aspectos clave relacionados con el AGP con objeto de establecer áreas de consenso sobre los criterios de seguridad aplicables. Los avances logrados están dando lugar a una serie de publicaciones, entre las que destaca el informe reciente sobre la toma de

decisiones reguladoras en presencia de incertidumbre y a proyectos de investigación coordinados, entre los que deben citarse:

- *Indicadores de seguridad* (inicio 1999). Su objetivo es identificar criterios de referencia independientes y estudiar las implicaciones reguladoras del uso de indicadores de seguridad complementarios a la dosis y al riesgo.
- BIOMASS (1997-2000). Aborda la definición del grupo crítico y la modelización de biosferas de referencia en la evaluación de la seguridad a largo plazo del AGP.
- *Extrapolación de observaciones experimentales a corto plazo a los períodos de interés en el AGP* (1995-1999) y *Análogos antropogénicos* (inicio 1998). Su objetivo es evaluar el comportamiento a largo plazo de las barreras de ingeniería.

A partir de los desarrollos producidos en los diferentes programas nacionales de AGP y en los de organizaciones internacionales se identifica una serie de necesidades y líneas estratégicas de trabajo, que definen el marco en el que se van a producir los mayores esfuerzos de investigación y desarrollo en el futuro más cercano. En este sentido destaca el reconocimiento unánime de la necesidad de:

- Incrementar el diálogo regulador/agencia de residuos, en línea con los resultados del *workshop* de Córdoba (NEA, 1997).
- Definir un proceso de licenciamiento y de toma de decisiones por etapas.
- Elaborar una estrategia de demostración de la seguridad y revisión reguladora basadas en el concepto de "seguridad razonable", que valore el uso de diferentes líneas de argumentación.
- Involucrar al público, desde el inicio de los programas de AGP, en el debate previo a las decisiones a tomar y sobre su justificación.

Las líneas estratégicas de trabajo van encaminadas en la actualidad a:

- 1) La integración de los principales componentes técnicos de los programas de AGP (diseño del sistema de almacenamiento, caracterización de emplazamientos, y resultados de los programas de I+D) en la evaluación integrada de la seguridad a largo plazo;
- 2) Los estudios para el desarrollo de criterios de seguridad a largo plazo, donde destaca el uso de indicadores de seguridad complementarios a la dosis y el riesgo, la definición de biosferas de referencia y el tratamiento de la intrusión humana;
- 3) El desarrollo de métodos el aumento de la confianza, en concreto las estrategias para demostrar la robustez del diseño y del emplazamiento, y los métodos para la "validación" de modelos y el análisis de sensibilidad y de incertidumbre;
- 4) El uso adecuado de las evidencias independientes, como las que proporcionan los análogos naturales; y
- 5) El estudio de las implicaciones de la recuperabilidad de los residuos y la vigilancia a largo plazo.

Los desarrollos señalados confirman la actualidad y adecuación de las líneas de trabajo iniciadas en cumplimiento de los objetivos estratégicos del CSN en relación con el AGP, que comprenden básicamente:

- 1) La prospección de los proyectos y actividades en el ámbito internacional; y
- 2) El desarrollo de estudios propios para la adquisición de la capacidad técnica necesaria para evaluar los estudios, planes y proyectos que prevé la Ley de Tasas de 1999.

En consecuencia, en los próximos años se prevé continuar las actuaciones contempladas en el *Plan de Investigación*, avanzando los estudios sobre “Intercomparación de ejercicios de evaluación de la seguridad”, en curso en el ARAA/SCR; “Modelización”, encaminado a conocer el estado de la modelización aplicable a la evaluación de la seguridad del AGP; “Análogos Naturales”, que pretende conocer las aportaciones de los estudios de sistemas naturales inalterados a la evaluación de la seguridad; y “Laboratorios subterráneos de investigación (LSI)”, con el objeto de analizar los objetivos, resultados y aplicaciones de los estudios desarrollados en LSI. Adicionalmente, está en consideración el estudio del uso de indicadores de seguridad y sus implicaciones reguladoras en la definición de criterios y en la selección de la metodología de evaluación más adecuada.

2.6. Laboratorios subterráneos de investigación

El almacenamiento geológico profundo (AGP) de residuos de alta actividad no tiene referencias industriales previas, por lo que su desarrollo debe realizarse siguiendo un proceso por etapas, típico de los proyectos innovadores, que implica la realización de actividades de investigación básica y aplicada, el desarrollo y la evaluación de los conceptos de almacenamiento y la demostración directa de su viabilidad, antes de su implantación a escala piloto e industrial.

Los Laboratorios Subterráneos de Investigación (LSI), proporcionan un medio para llevar a cabo las actividades de investigación y demostración necesarias para el desarrollo de sistemas de AGP en condiciones similares a la del medio geológico y concepto de almacenamiento considerados.

La mayoría de los países que generan residuos de alta actividad han construido instalaciones subterráneas de investigación a lo largo de las últimas décadas en función del grado de avance de sus programas para el desarrollo de AGP. De los laboratorios subterráneos existentes actualmente en países europeos con programas amplios de investigación, dos están ubicados en formaciones arcillosas (HADES en Mol, Bélgica y Mt Terry en Suiza), dos en formaciones graníticas (Grimsel en Suiza y de Äspo en Suecia) y uno en formaciones salinas (Asse en Alemania).

Los objetivos de las investigaciones que se llevan a cabo en los LSIs pueden cubrir un amplio abanico de aspectos tales como:

- El desarrollo de técnicas de investigación y caracterización de emplazamiento.
- El desarrollo y perfeccionamiento de técnicas de excavación y construcción, así como el estudio de sus efectos en el medio.
- El conocimiento del comportamiento a largo plazo de los materiales y componentes del sistema de almacenamiento.
- La comprensión y modelización de procesos relevantes para la evaluación de la seguridad como la corrosión y el transporte de solutos en el campo cercano.

- La demostración a escala real de parte del sistema de almacenamiento o de su conjunto, lo que puede contribuir al aumento de la confianza del público.

Gran parte de los conocimientos que se generan durante la construcción y operación de los LSIs, en cuanto a metodologías técnicas y procesos se refiere, pueden ser transferibles a conceptos de almacenamientos y formaciones geológicas similares con las adaptaciones necesarias. De ahí, que la mayoría de los proyectos y experimentos se realice en el marco de la cooperación internacional.

La planificación, construcción y desarrollo de los experimentos en los LSIs generalmente abarcan largos períodos de tiempo, por lo que la evaluación de los avances requiere una escala temporal amplia. No obstante lo anterior, a continuación se refieren algunos hitos significativos ocurridos en los últimos tres años:

- 1997. Inicio de las excavaciones de ampliación del laboratorio HADES para la construcción de la instalación PRACLAY de demostración preliminar a escala real del concepto de almacenamiento en arcilla de residuos de alta actividad vitrificados.
- 1997/98. Finalización de las fases I y II de ensayos en el laboratorio Mt Terry e inicio de la construcción de la nueva galería para la fase III, que comprende el estudio de técnicas de excavación y experimentos de larga duración.
- 1998. Decisión del gobierno francés en diciembre de 1998, tras el informe de la Comisión Nacional de Evaluación, sobre la construcción de un laboratorio en arcillas en Meuse y otro en granito cuyo emplazamiento será decidido en 1999, según el proceso establecido en la Ley de 1991 para el desarrollo de investigaciones relativas a la gestión de los residuos de alta actividad.
- 1999. Inicio de la construcción del proyecto "Prototipo de Repositorio" en Äspo para demostrar la función integrada de los componentes del concepto de AGP sueco y desarrollar normas de ingeniería y un sistema de garantía de calidad.

Adicionalmente, durante el período 1997/99 varias iniciativas han sido desarrolladas o van a serlo por organismos internacionales para analizar la experiencia adquirida, orientar los planes futuros y aumentar el intercambio de información, como:

- La creación del grupo denominado CLUSTER (Club of Underground Storage Testing and Research facilities) por la CE, para el intercambio de información y la presentación de los avances de los trabajos en los laboratorios europeos.
- El estudio iniciado en 1997 por el OIEA para analizar los usos y aplicabilidad de la información que se obtiene durante la construcción y operación de los LSIs.
- La propuesta surgida en 1998 en el grupo SEDE de la AEN para identificar los aspectos clave de los LSIs y justificar el desarrollo de posteriores experimentos.

Por último, en la tabla adjunta se muestra una visión general de los proyectos más significativos en los laboratorios europeos, que incluye los proyectos cubiertos por el IV Programa Marco de la Comisión Europea (CE) en los laboratorios de Asse, HADES y Grimsel, muchos de los cuales serán continuados en el V Programa.

Enresa está actualmente participando en gran número de experimentos de laboratorios europeos, bien a través del Programa Marco de la UE o mediante acuerdos bilaterales.

Para ello cuenta con el apoyo de centros de investigación y universidades españolas. Además a principio de 1999 se establecerá un acuerdo con ANDRA para la participación en la planificación y desarrollo de experimentos en los laboratorios de arcilla y granito que se construirán en Francia.

Los extensos programas de investigación en los LSI y la importancia de los resultados para la evaluación de la viabilidad y seguridad del AGP justifican y corroboran la continuación de la línea de actuación emprendida en cumplimiento de los objetivos estratégicos del CSN, para el estudio de la experiencia adquirida y el seguimiento de los desarrollos en los laboratorios subterráneos de investigación. Para ello se revisarán y ampliarán los objetivos y alcances de los estudios iniciados teniendo en cuenta los desarrollos realizados y previstos en el ámbito internacional.

Ilustración 11. Relación de los proyectos más significativos en laboratorios subterráneos de investigación europeos

Laboratorios	Proyectos	Objetivos
ASPO (Suecia) (Granitos)	• TRUE • BUFFER MATERIAL • PROTOTYPE REPOSITORY	• Experimentos con trazadores a escala de bloque (10-100 m.) y detallada para conocer la retención de radionucleidos (Inicio 1996). • Ensayos a largo plazo del comportamiento de la bentonita (duración: 20 años). • Demostración de la función integrada de los componentes del almacenamiento, desarrollo de tecnología y pruebas de recuperabilidad (Inicio 1998).
ASSE (Alemania) (Sal)	• BAMBUS (DEBORA)* • TSS*	• Investigación del comportamiento del relleno de sal compactada (Inicio 1996). • Simulación térmica a escala real del concepto de almacenamiento (Inicio 1996).
HADES/ PRACLAY (Bélgica) (Arcilla plástica)	• CLIPEX* • CERBERUS* • RESEAL* • CORALUS*	• Investigación de la respuesta de la arcilla a la excavación de la galería del PRACLAY (Inicio 1997). • Análisis del comportamiento de las barreras de ingeniería frente al calor y la radiación. • Demostración de la viabilidad de la construcción del relleno y sellado (1996-1999). • Análisis integrado del comportamiento de los residuos vitrificados simulados en el medio de almacenamiento (1998-2003).
Grimsel (Suiza) (Granito)	• FEBEX* • OCR • GAM • GMT	• Demostración a escala real de la viabilidad y comportamiento de las barreras de ingeniería del concepto de AGP en granito de Enresa (1994-2001). • Migración de radionucleidos en formaciones coloidales y bajo efectos redox. • Efectos de la generación de gas en las propiedades hidráulicas de transporte de radionucleidos. • Modelización de los efectos de la generación de gas en el comportamiento de las barreras de ingeniería.
MT. TERRI (Suiza) (Arcillas)	• EDB • RS • HE • DI • GM	• Ensayo de distintas técnicas de excavación y análisis de la perturbación general. • Estudio de técnicas de perforación de pozos y comportamiento mecánico. • Ensayos de calentamiento de las barreras y campo cercano. • Ensayos de larga duración de difusión de radionucleidos. • Desarrollo de la modelización geoquímica.

* Incluidos en el IV Programa Marco de la UE

2.7. Alternativas a la gestión de combustible irradiado

En la actualidad están operativas dos opciones para la gestión del combustible irradiado (CI) procedente de las centrales nucleares. En la primera opción, denominada ciclo abierto, el CI es considerado como residuo de alta actividad (RAA) y se contempla su almacenamiento temporal en superficie y su posterior emplazamiento definitivo en un almacenamiento geológico profundo (AGP). Ésta es la opción seguida en la actualidad por países como Canadá, EEUU, Finlandia, Suecia y España.

En la segunda opción, denominada de ciclo cerrado, el CI es reprocesado para recuperar el uranio y el plutonio remanentes, que son reciclados en la fabricación de nuevos elementos de combustible, en la mayoría de los casos en forma de óxidos mixtos (MOX) para reactores de agua ligera. Para la gestión definitiva de los residuos radiactivos que genera el reproceso del CI se contempla también el AGP. Ésta es la opción seguida en la actualidad por países como Alemania, Bélgica, China, Holanda, India, Francia, Japón, Reino Unido, Rusia y Suiza.

En los últimos años, tras las iniciativas emprendidas por Japón (Proyecto OMEGA) y Francia (Proyecto SPIN), ha cobrado un cierto impulso el estudio de la viabilidad de una tercera opción, que incluye la separación y transmutación (S&T) de radionucleidos de vida larga presentes en el CI. La puesta en práctica de esta técnica, que por ir unida al reproceso del CI se denomina ciclo cerrado avanzado, tiene como objeto separar los actínidos y productos de fisión (PF) de vida larga presentes en el CI y reducir el inventario radiotóxico de los residuos resultantes mediante la conversión de estos radionucleidos, por irradiación neutrónica, en otros de vida corta o en isótopos estables. Esta nueva tecnología ofrece la posibilidad de disminuir el riesgo radiológico a largo plazo de los residuos radiactivos.

En la actualidad, los mayores esfuerzos de investigación van encaminados a :

- 1) La separación de los actínidos minoritarios (AM) mediante métodos húmedos o mediante métodos secos o pirometalúrgicos de procesado del combustible.
 - En el primer caso, los últimos avances se han producido en:
 - a) mejorar el proceso PUREX, ya implantado a escala industrial, para la extracción del neptunio; y
 - b) desarrollar nuevas técnicas: TRUEX (EEUU), DIPPA (Japón), TRPO (China) y DIAMEX (Francia), para la separación química del americio y del curio, y SESAME (Francia), para la separación electrolítica del americio.
 - En el segundo caso destacan los últimos avances producidos en Japón y en el ITU (Alemania), basados en anteriores desarrollos del ANL (EEUU).
- 2) La fabricación de blancos de irradiación con cantidades de AM representativas a escala industrial. Actualmente están en estudio principalmente dos alternativas:
 - a) su manipulación como blancos independientes para su transmutación heterogénea, y

- b) su incorporación a nuevos combustibles en forma de óxidos, aleaciones metálicas o nitruros para su transmutación homogénea.
- 3) La transmutación de los combustibles y blancos de irradiación en reactores rápidos o en reactores híbridos. Estos últimos, constituidos por un núcleo subcrítico guiado por un acelerador de protones (ADS), son los que están recibiendo mayor atención últimamente en EEUU, Francia, Japón y la UE, donde hay que destacar el concepto de amplificador de energía de Carlo Rubbia del CERN, en el que se basan el resto de los diseños.
 - 4) El tratamiento de los combustibles y blancos irradiados, que serán generados en caso de implantarse una estrategia amplia de S&T, una vez descargados de los sistemas transmutadores. En la actualidad se están desarrollando técnicas para separar y reciclar los radionucleidos no transmutados, entre las que desatacan los procesos pirometalúrgicos mencionados, especialmente aplicables a los blancos de irradiación y combustibles de alto grado de quemado de reactores rápidos.

La transmutación de los PF tiene poco interés desde el punto de vista de reducción del inventario radiotóxico. Sin embargo, la contribución de los PF al riesgo a largo plazo puede ser mayor que en el caso de los actínidos, debido a su mayor movilidad en el medio geológico. En la actualidad se están estudiando mejoras en el proceso PUREX para la separación del C-14, I-129 y Tc-99, y desarrollo de otras técnicas de separación y de fabricación de blancos para su irradiación.

Entre los principales programas nacionales e internacionales sobre S&T destacan:

- El proyecto OMEGA de Japón (1988-2000). En una primera etapa, hasta 1996, se han realizado los estudios básicos para desarrollar los conceptos y las tecnologías necesarias. En la segunda etapa se pretende construir instalaciones piloto y realizar los ensayos técnicos para demostrar la tecnología propuesta. Se estudian dos conceptos de sistemas transmutador-acelerador con neutrones rápidos.
- El proyecto SPIN de Francia (1992-2006). Este proyecto, desarrollado en cumplimiento de la Ley de 1991, relativa a la gestión de RAA, estudia una simbiosis de reactores híbridos con reactores nucleares tradicionales.
- Los proyectos promovidos por la UE dentro del IV Programa Marco (1994-1998) agrupados en dos áreas: separación y transmutación. Es previsible que la mayor parte de estas iniciativas se continúen en el V Programa Marco (1999-2002):
 - En el área de separación destaca el programa NEWPART, cuyo objetivo es el desarrollo de procesos de separación de AM mediante nuevos agentes de extracción orgánicos (CYANEX 301).
 - En el área de transmutación, destacan seis proyectos que pueden ser agrupados en cuatro estudios estratégicos y dos experimentos de transmutación. Los primeros van encaminados a:
 - 1) Actualizar las bases de datos nucleares a partir de experimentos de quemado de combustibles MOX avanzados en LWR o reactores rápidos;

- 2) Evaluar la viabilidad de la transmutación en LWR y reactores rápidos del tipo CAPRA y, en el segundo caso, de la separación mediante procesos pirometalúrgicos;
- 3) Evaluar las implicaciones del uso del ciclo del torio en la generación y gestión de residuos radiactivos;
- 4) Evaluar la viabilidad y las implicaciones del uso de sistemas ADS para la producción de energía y la transmutación.

Los objetivos principales de los dos experimentos de transmutación son:

- 1) Estudiar la transmutación del americio (EFTTRA); y
 - 2) Desarrollar teórica y experimentalmente la metodología basada en el cruce adiabático de resonancias (ARC), para la transmutación del tecnecio.
- El proyecto de evaluación de la transmutación mediante ADS de EEUU. Se está utilizando el concepto ATW de LANL, basado en el empleo de neutrones térmicos en dos sistemas básicos: acuoso y no acuoso (sales fundidas).

En los últimos años, organizaciones internacionales como la NEA, el OIEA y la UE han realizado estudios sobre la viabilidad de la S&T y sobre su influencia en la gestión definitiva de los residuos radiactivos. Los resultados de estos estudios están sujetos a decisiones políticas y realidades económicas futuras de difícil previsión, pero son de la mayor importancia para guiar los esfuerzos futuros de investigación y desarrollo en este campo. En este sentido destaca el reciente informe del grupo internacional de expertos convocado bajo los auspicios de la NEA, cuyos principales resultados son:

- Las investigaciones sobre S&T deben contemplarse en largos plazos de tiempo y tenerse en cuenta que esta estrategia requiere, en cualquier caso, importantes inversiones y esfuerzos en metodologías para la separación de AM y PF y para su transmutación (reactores rápidos y ADS), la ampliación de las instalaciones de reproceso actuales y la construcción de plantas para la manipulación de combustible y la fabricación de blancos de irradiación.
- Los reactores rápidos y ADS son más eficaces que los actuales LWR para reciclar y transmutar los radionucleidos de vida larga.
- A corto plazo los métodos de separación podrían reducir el inventario radiotóxico, pero sólo a expensas de incrementar los requisitos operacionales de las instalaciones nucleares implicadas, si no se pone en operación en paralelo una vía para la transmutación de los actínidos.
- La separación de los AM reduce la radiotoxicidad de los RAA y puede contribuir a reducir el riesgo percibido en relación al AGP. Sin embargo, no modifica los aspectos técnicos principales asociados al AGP: la generación de calor está determinada fundamentalmente por los PF, y la movilidad de los elementos transuránicos está controlada principalmente por sus bajas solubilidades.
- El acondicionamiento de los radionucleidos de vida larga en matrices apropiadas, menos solubles que los vidrios usados actualmente para el AGP, y que pueden servir

además como matrices para la irradiación, se contempla como uno de los logros posibles en las próximas décadas.

- La S&T no puede reemplazar la necesidad del AGP para los RAA (concentrados de transuránidos irradiados y cargas residuales de combustible gastado), constituyendo una estrategia complementaria pero no una alternativa al AGP.

En España, Enresa está desarrollando estudios con objeto de conocer la influencia que puede tener la tecnología de S&T en la gestión definitiva de los residuos radiactivos, para lo que ha suscrito un acuerdo de colaboración con el Ciemat y ha previsto su participación en los proyectos del V programa marco de la UE.

Las líneas de trabajo iniciadas en el CSN en cumplimiento de sus objetivos estratégicos en relación con las alternativas a la gestión del CI, comprenden básicamente la prospección de los proyectos y actividades en el ámbito internacional. En los próximos años se prevé continuar los estudios ya iniciados sobre la viabilidad técnica de esta metodología y sus implicaciones en seguridad nuclear y protección radiológica.

2.8. Sistemas híbridos de transmutación

Si se piensa que la generación eléctrica de origen nuclear se mantendrá en el futuro inmediato en los mismos niveles globales de producción que existen hoy día, en el año 2015 existirán en el mundo más de 250.000t de combustible gastado (CG), conteniendo unas 2.000t de plutonio (Pu) utilizable militarmente. El resto de su composición está dominada por Actínidos Menores (AM) y Productos de Fisión (PF).

Con relación a los residuos radiactivos de alta actividad y larga vida (alta actividad β - γ , significativa actividad α y gran producción de calor), los diferentes países industrializados siguen distintas estrategias en función de sus particulares formaciones geológicas, su visión sobre el uso futuro de la energía nuclear y su ciclo de combustible definido.

Gran parte de los países industrializados han optado, en principio, por tratar el CG como un residuo cuyo destino final es un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP), sin embargo, las incertidumbres en el largo plazo obstaculizan la aceptabilidad y eventual licenciamiento de estos AGP, siendo el potencial de mayor contribución a esa incertidumbre la exposición a las radiaciones durante decenas de miles de años y la posible proliferación de elementos actínidos contenidos en el CG. Este último contribuyente en el largo plazo sólo se puede anular mediante el aislamiento, separación y eliminación cercana de esos elementos.

La separación y transmutación es un concepto de relativa antigüedad cuyo objetivo global es separar por medios químicos los distintos isótopos que componen el CG y, posteriormente, fisiónar los AM y PF dentro de un espectro neutrónico energético y de alto flujo para reducir el volumen de residuos radiactivos. Este objetivo se desdobra en dos áreas:

- a) Para los AM, que son causantes de la radio toxicidad después de cientos de años, es reducir su volumen por fisiones (con ciclo cerrado para plutonio y AM) teniendo en cuenta que la reducción de la toxicidad y el riesgo a largo plazo es dependiente también del tipo de combustible (U o Th) y el tipo de reactor (espectro neutrónico y flujo).

- b) Para los PF, que son dominantes del riesgo del AGP hasta aproximadamente un millón de años, es transmutarlos por reacciones de captura, teniendo en cuenta que su volumen y composición no son demasiados sensibles al tipo de reactor. La base de la transmutación son las reacciones nucleares inducidas por un proyectil que modifica el núcleo irradiado de forma predeterminada; entre las opciones de partículas parece que las más efectivas es el inducido por neutrones de forma que elementos ligeros (por debajo del Bi) pueden ser modificados con energías relativamente bajas.

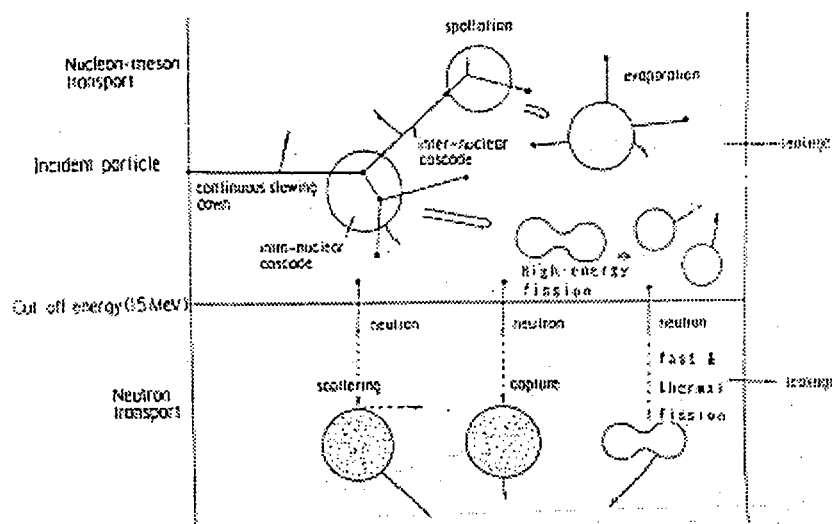


Ilustración 12. Reacciones nucleares inducidas por protones de alta energía.
(Fuente: SKB-Technical Report 92-19. Sweden)

Análogamente elementos pesados también pueden ser modificados aunque de forma más exigente. En el caso de proyectiles de alta energía (800 MeV, p+) la mayoría de las reacciones nucleares sobre un blanco son inducidas por partículas secundarias de baja energía, principalmente neutrones.

Pues bien, entre las tecnologías complementarias a los AGP se presentan los llamados sistemas híbridos como sistemas de transmutación que utilizan sistemas subcríticos inducidos por aceleradores de partículas, pudiéndose enmarcar dentro del segundo estrato del ciclo de combustible de doble estrato, sin ningún impacto negativo en el ciclo de combustible convencional para reactores comerciales de potencia.

Existen otros sistemas de transmutación basados en reactores críticos quemadores cuya tecnología ya está demostrada ofreciendo desde el punto de vista de la seguridad elementos comunes a los actuales y, por tanto, conocidos. Si bien, en cualquier caso, la opción del reprocesamiento del combustible ha de ser considerada, lo cual incorpora residuos de alta actividad procedentes del propio reproceso (HLW) junto con múltiples consideraciones de seguridad nuclear y protección radiológica.

Es muy importante tener en cuenta que existe una relación directa entre los posibles métodos de separación y los de transmutación que se utilicen. Al día de hoy los métodos de separación más utilizados se pueden englobar en dos categorías:

- 1) Procesos acuosos con extracción por disolvente o precipitación por un agente químico.
- 2) Procesos en seco con extracción por electrorrefriamiento a temperaturas relativamente altas.

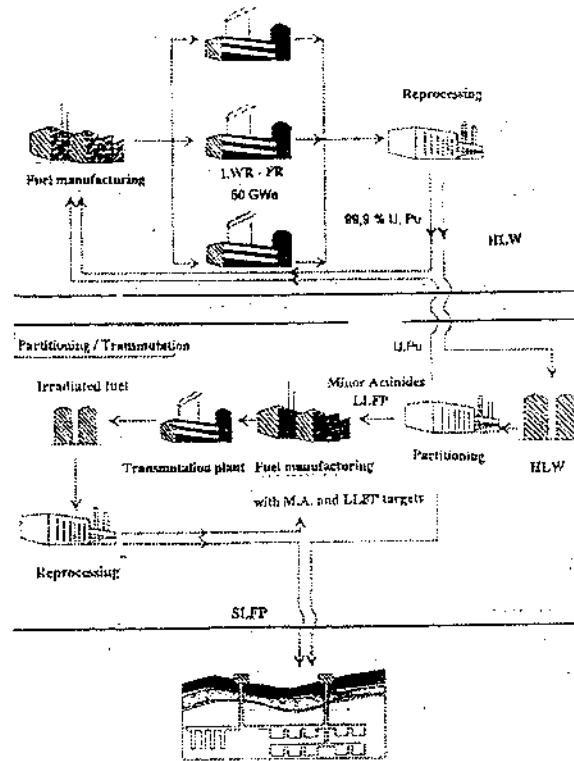


Ilustración13. Ciclo de combustible de doble estrato. (Fuente: SKB-Technical Report 92-19. Sweden)

Entre los diversos sistemas de transmutación existentes consideramos aquí los que por esfuerzo investigador, viabilidad económica y seguridad presentan un mayor nivel de desarrollo: sistemas híbridos inducidos por aceleradores de partículas.

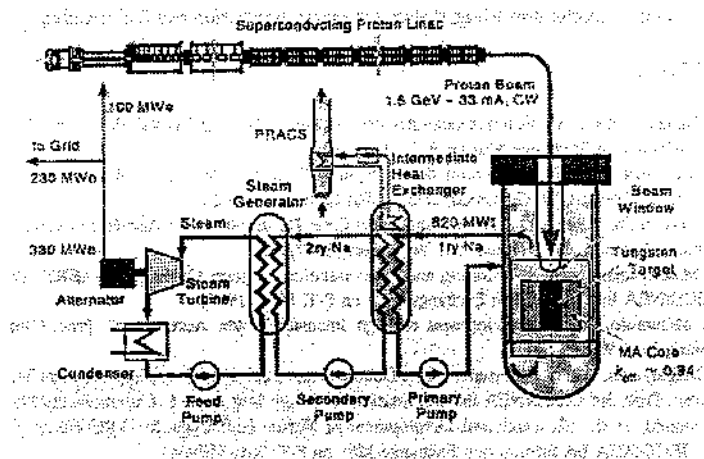


Ilustración14. Sistema de transmutación actuado por acelerador. (Fuente: JAERI- Tokai-mura. Japón 1997)

Actualmente existen diversos diseños en diferentes estados de desarrollo.

1. El *sistema sólido* consistente en un acelerador intenso de protones, un blanco de tungsteno y un núcleo subcrítico de combustible refrigerado por sodio líquido. El acelerador inyecta un rayo de protones de alta energía a través de una ventana sobre el blanco que está rodeado por un núcleo subcrítico de espectro rápido. Este diseño pertenece a JAERI dentro del Proyecto OMEGA, en Japón.

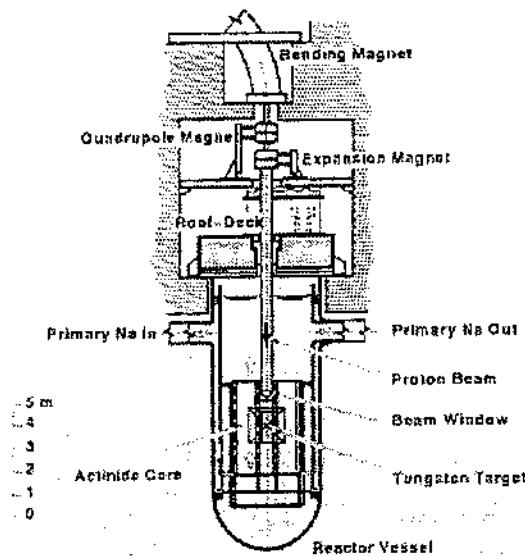


Ilustración 15. Sistema sólido núcleo/blanco.
(Fuente: JAERI- Tokai-mura, Japón 1997)

2. Otra opción también enmarcada en el Proyecto OMEGA aunque en fase conceptual, es el *sistema núcleo/blanco de sal fundida* como una opción avanzada junto a un sistema de transmutación basado en un acelerador. El combustible fundido en forma de sal sirve a la vez como blanco y como refrigerante lo cual simplifica significativamente la configuración.

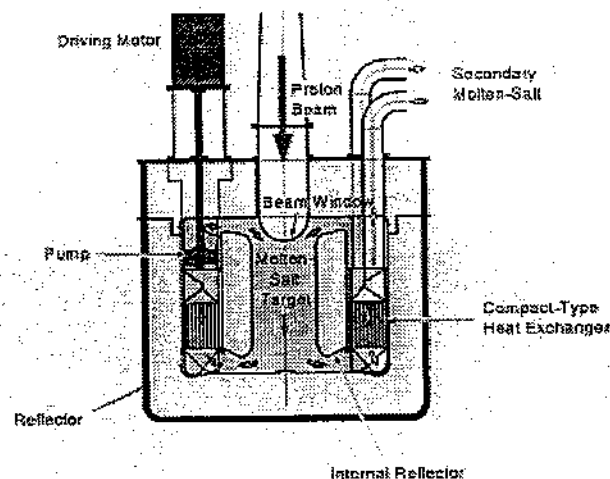


Ilustración 16. Concepto Avanzado Sistema Núcleo/Blanco en sal fundida. (Fuente: JAERI-Tokai-mura, Japón 1997)

En ambos casos un núcleo subcrítico cargado con AM es actuado por un acelerador de protones de alta intensidad utilizando el espectro duro de energías de neutrones para, a través de fisiones, transmutar determinadas cantidades de AM. Este programa japonés tiene cotas muy elevadas y está concebido como un gran esfuerzo investigador para en el largo plazo dar soluciones reales al tema de los residuos. Desde luego su desarrollo va parejo al de la energía nuclear.

3. El Proyecto Acelerador para Transmutación de Residuos (ATW), que se desarrolla en el NL Los Alamos, EEUU, es un sistema híbrido típico porque cubre tanto la destrucción de residuos radiactivos como la producción de energía. En el concepto ATW, el acelerador genera un alto flujo de neutrones al dirigir un haz de protones sobre un blanco de espalación de plomo-bismuto (también pueden ser de W, Ta y U). En la interacción entre el haz y el blanco se liberan neutrones los cuales penetran en un circuito de agua pesada que rodea el blanco donde son moderados.

Este concepto incorpora la novedad de que los neutrones interactúan entonces con el residuo radiactivo que está circulando en un medio transportador como una sal fundida, un medio acuoso o un óxido de compuestos residuales a través del moderador, según una técnica empleada en los reactores CANDU.

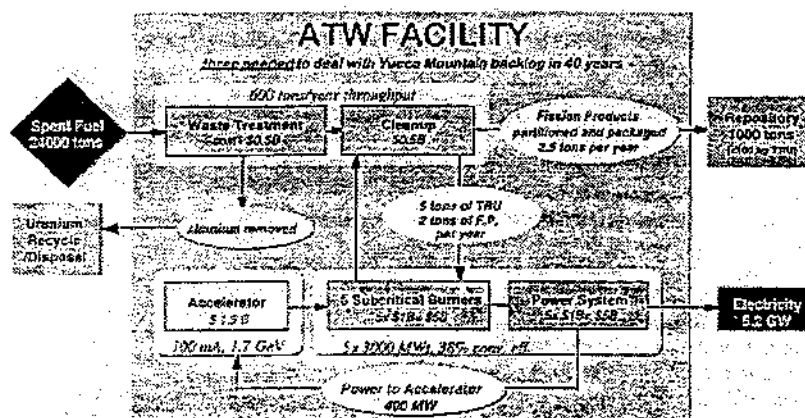


Ilustración 17. Diagrama de bloques de la instalación ATW (Fuente: Los Alamos National Laboratory, New Mexico 1997)

Los actínidos circularán por unos tubos presurizados de doble pared mientras que los productos de fisión se disolverán en el agua pesada, volviendo a entrar en el sistema para continuar su transmutación hasta llegar a ser materiales menos peligrosos.

El acelerador lineal, que es típico de este tipo de sistemas, genera un haz de protones a 1,6 GeV con una corriente media de 250 mA. Es un LINAC de cavidad acoplada de 700 MHz (CCL) el cual es alimentado por dos aceleradores lineales de 125 mA que, a su vez, constan de cuádrupolos de radio frecuencia (RFQ) y tubos de corriente (DTL). Se espera conseguir que un solo acelerador pueda tener cuatro módulos separados de blancos, produciendo 1,5 GWt cada uno.

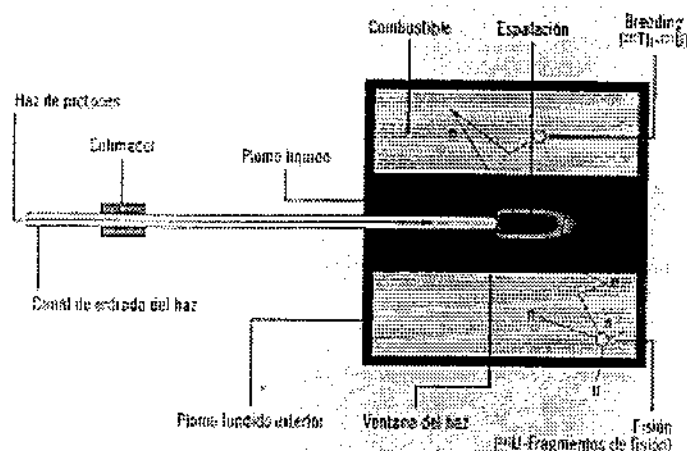


Ilustración 18. Esquema del amplificador de energía. (Fuente: revista SN-CSN nº2-1997)

4. Un sistema innovador aún en etapa de investigación es el Amplificador de Energía. Este diseño tiene como objetivo de utilización como incinerador energéticamente rentable de actínidos y como transmutador de productos de fisión de larga vida.

Este sistema precisa una etapa previa de separación del combustible gastado y de elaboración de un nuevo combustible conteniendo los actínidos extraídos y torio, para alcanzar después de centenares de años una radiotoxicidad global mínima. Los productos de fisión de no larga vida serían almacenados durante su decaimiento. Para la transmutación de otros actínidos como Tc99, Cs135, I129, Zr93, etc., está en desarrollo un sistema basado en la desintegración directa, o a través de su cadena, de esos elementos por captura neutrónica en un medio moderador como el plomo.

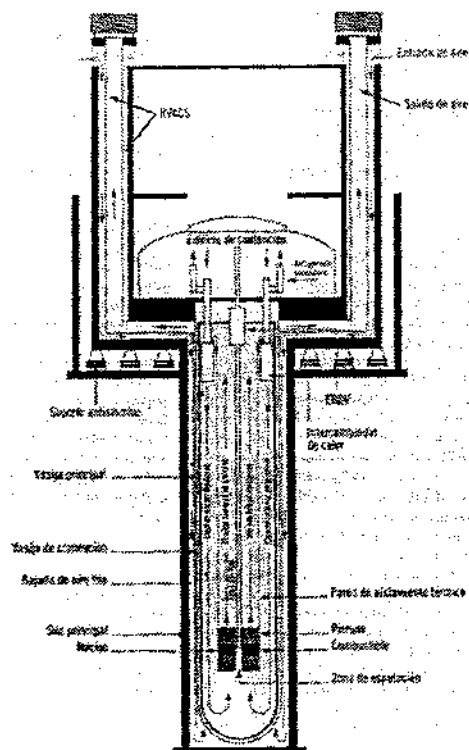


Ilustración 19. Esquema de la unidad de producción de energía. (Fuente: Revista SN-CSN-nº 2-1997)

Con relación a este tema y con el objetivo de proporcionar una base con la que evaluar la posibilidad de aplicar, a escala industrial, los métodos de separación y transmutación para la reducción y eliminación de residuos de alta actividad y larga vida, el V Programa Marco de Euratom de la UE incluye dentro de la acción clave Fisión Nuclear los tres objetivos siguientes que darán un considerable empuje a estos temas y, en particular, a diseños netamente europeos:

- *Estudios de estrategia:* investigación sobre ventajas de la separación y transmutación y diferentes métodos respecto a todo el ciclo de combustible, como por ejemplo sistemas críticos frente a subcríticos.
- *Separación química:* Investigación sobre nuevos procesos eficientes de separación como por ejemplo procesos hidrometalúrgicos, piroquímicos y cromatógrafos.
- *Transmutación:* Estudios de transmutación para reactores críticos o subcríticos acoplados a aceleradores (ADS), dispositivos de demostración de ADS. Estudios de apoyo a la investigación y desarrollo y estudios de seguridad. Mejor comprensión de los daños de radiaciones inducidas por reacciones de espalación en materiales. Adquisición de información nuclear básica para el diseño del ADS. Estudio de compatibilidad de materiales (plomo/acero). Pruebas de combustibles y objetivos para la incineración de actínidos y PF de larga vida.

Finalmente cabe decir que la Investigación y Desarrollo Tecnológico (I+D) en el sector energético constituye un instrumento fundamental de la estrategia energética de cada país y de las empresas, colaborando decididamente a:

- a) Proporcionar soluciones a los problemas que el sistema energético tiene planteados en cada momento.
- b) Prever los futuros retos y sus posibles soluciones, así como generar nuevos conocimientos que permitan plantear nuevas salidas a las estrategias a medio y largo plazo.

Además de estos dos objetivos finalistas, la I+D cubre otro esencial, la creación y mantenimiento de una infraestructura de medios humanos y materiales, que permita abordar los anteriores con posibilidad de éxito. Las políticas tecnológicas energéticas nacionales están condicionadas por numerosos factores destacando: los recursos energéticos disponibles, la historia y la realidad del sistema energético, las capacidades tecnológicas disponibles y las relaciones internacionales.

Con esto se pretende alcanzar altas cotas de autoabastecimiento tecnológico para la explotación, adaptación y optimización del sistema energético existente y, en lo que se refiere al desarrollo de nuevos conceptos, seleccionar algunas áreas o sectores en los que se pueda obtener una posición de liderazgo, aunque sea compartido. En el resto ser copartícipe en su desarrollo, dentro del concierto internacional, buscando posiciones de complementariedad.

La investigación sobre la transmutación nuclear de residuos está, desde el punto de vista tecnológico, en un grado de desarrollo bajo. No existe un único rango de operación neutrónica por lo que quedan áreas en la que la investigación es necesaria:

1. I+D básica: neutrónica, activación neutrónica, daños de materiales por irradiación, física nuclear de energías intermedias, radioquímica, ventana del rayo y actividades experimentales con relación a la medida de datos nucleares.
2. Estudio, diseño y pruebas de opciones alternativas al blanco de espalación de plomo.
3. Efectos de la corrosión de materiales estructurales por metales líquidos como Pb o Pb-Bi.
4. Estudios de impacto ambiental.
5. Gestión del combustible: reprocesamiento.

La transformación del Pu y los AM a través de su transmutación en productos de fisión con una vida media relativamente corta es uno de los más importantes desafíos con el que se enfrenta el desarrollo de la energía nuclear. Existen diversos medios. La mezcla de una gran cantidad de Pu y AM con U como combustible para ser usado en los reactores quemadores rápidos puede ser inconsistente con la operación segura del reactor debido a la baja compartición de neutrones retrasados para el Pu y los AM y el correspondiente incremento en la posibilidad de accidentes de reactividad. Los sistemas híbridos utilizan una fuente externa de neutrones que puede ser desarrollada en base a los reactores rápidos o de agua pesada. Debido al espectro neutrónico y a las dimensiones del núcleo, aparece como más compatible con un generador externo de neutrones los reactores rápidos en lugar de los térmicos. Estimaciones muestran que una intensidad de neutrones extra de 4×10^{18} n/s es necesaria para operar un reactor rápido típico en condiciones de subcriticidad del 2%, la cual puede ser producida en un acelerador de baja corriente y alta energía.

3. Desarrollo tecnológico de instalaciones radiactivas

3. Desarrollo tecnológico de instalaciones radiactivas

3.1. Visión general

Dos son los aspectos a resaltar en el ámbito de las instalaciones radiactivas: el primero de ellos es el control de calidad aplicado a las instalaciones de medicina nuclear. Las técnicas incluidas en esta especialidad médica están adquiriendo en los últimos años un destacado papel en el diagnóstico precoz de un gran número de patologías. Una buena práctica de la utilización de las técnicas de diagnóstico debe contemplar un adecuado programa de garantía de calidad que asegure la calidad de la información diagnóstica de forma compatible con el uso de la mínima cantidad de radiofármaco utilizado y el empleo efectivo de los recursos disponibles. Distintos organismos, entre ellos la OMS, han venido trabajando en la introducción de programas de garantía de calidad en el área de diagnóstico con radiaciones. En España la colaboración de distintos estamentos, como el CSN, sociedades médicas y la Sociedad Española de Protección Radiológica han posibilitado la creación de una comisión nacional para la elaboración de un protocolo de garantía de calidad de esta especialidad que, en cierta forma, desarrolla lo establecido en el Real Decreto de Criterios de Calidad en Medicina Nuclear.

El segundo aspecto destacable es el auge de los aceleradores de iones dedicados a la investigación que son, a todos los efectos, instalaciones radiactivas de 2ª categoría y requieren, por lo tanto, autorizaciones de construcción y puesta en marcha. Este tipo de aceleradores de partículas tiene una variadísima aplicación en el área de análisis de muestras, distintos tipos de materiales, muestras geológicas o biológicas y arte y arqueometría entre otras. Dado su amplio espectro de aplicaciones, es previsible un pronto aumento del número de estos equipos por lo que deberá realizarse un claro esfuerzo para identificar de manera precisa los riesgos de estas instalaciones, a fin de aplicar las medidas, de seguridad y protección radiológica, que garanticen un uso con el menor riesgo posible.

Veamos a continuación estos dos aspectos de forma más amplia:

3.2. Control de calidad en instrumentación de medicina nuclear

La contribución de la medicina nuclear al diagnóstico precoz de un gran número de patologías ha sido considerable en los últimos años y ha posibilitado la pronta instauración de su tratamiento. Para asegurar que los procedimientos utilizados sean los adecuados y que los recursos invertidos no se malgasten, es necesario implantar programas de garantía de calidad. La OMS ha tenido una gran importancia en la introducción de programas de garantía de calidad en el área del diagnóstico con radiaciones publicando en 1982 una Guía de Garantía de Calidad en Medicina Nuclear que recoge la opinión de expertos en los distintos aspectos de esta materia estableciendo internacionalmente los objetivos que han servido de base para el desarrollo de tales programas: la mejora en la calidad de la información diagnóstica, el uso de la mínima cantidad de radiofármaco necesaria para obtener la información deseada y el empleo efectivo de los recursos disponibles.

AENOR define la garantía de calidad como "las acciones planificadas y sistemáticas necesarias para proporcionar confianza en un determinado producto, servicio o instalación". Al "conjunto de medidas específicas y técnicas realizadas con el fin de controlar que un determinado aspecto de un proceso sea satisfactorio", se denomina control de calidad.

Como consecuencia de la aparición de las Normas Básicas de Radioprotección derivadas de las nuevas recomendaciones ICRP-60 y del conocimiento de la Directiva 84/466/Euratom, se publicó la nueva Directiva 97/43/Euratom que regula las exposiciones médicas. Dicha Directiva implanta el requisito de establecer programas de garantía de calidad de equipos y de protocolos de actuación médica.

En España, para cumplir con dicha Directiva, se publicó el Real Decreto 1841/1997 de 5 de diciembre, por el que se establecen los criterios de calidad en medicina nuclear, con el informe favorable del CSN. En dicho Real Decreto se establece que los programas de control de calidad de la instrumentación utilizada en las unidades asistenciales de medicina nuclear se ajustaran a protocolos establecidos para tal fin.

A pesar de la existencia de un importante número de documentos, suficientemente avalados, realizados por diversas organizaciones científicas (NEMA, AAPM, HPA, OIEA) se consideró necesaria la disponibilidad de un documento guía, de uso común en el ámbito de los servicios de medicina nuclear, a fin de potenciar el control de calidad en instrumentación y a la vez cumplir con los objetivos de la OMS indicados. Así, con la colaboración de la SEFM (Sociedad Española de Física Médica), SEMN (Sociedad Española de Medicina Nuclear) y SEPR (Sociedad Española de Protección Radiológica) se promovió la creación de una comisión nacional con miembros de estas tres sociedades científicas, con la finalidad de elaborar un protocolo, igual que se había hecho en otros campos de diagnóstico y terapia con radiaciones. El CSN ha estado presente en esta comisión con su participación a través de la SEMN.

El protocolo consta de una introducción y siete capítulos. Sus cuatro primeros capítulos están dedicados a detectores, gammacámaras, tomografía de emisión de fotón único y procesamiento de datos, y constan de una parte de aspectos teóricos y otra de manual de procedimientos. El quinto capítulo está dedicado a los aspectos médicos, el sexto a la dosimetría del paciente y el último recoge las características físicas de los radionucleidos utilizados en medicina nuclear.

Cabe señalar que, con relación al Real Decreto 1841/1997, el protocolo es mucho más exhaustivo tanto en las pruebas que recomienda para cada uno de los equipos como en la metodología de su realización.

El médico especialista en medicina nuclear, como responsable final del diagnóstico, está obligado a velar para que en su servicio se fije y ejecute un adecuado programa de control de calidad. En este programa deben colaborar y participar especialistas en medicina nuclear (médicos y técnicos), técnicos de mantenimiento y expertos en radiofísica y entre ellos debe establecerse un alto grado de comunicación.

El cumplimiento del Real Decreto 1841/1997 será vigilado por la autoridad sanitaria competente mediante el establecimiento de un sistema de auditorías que permita determinar si el programa de garantía de calidad se adapta a los objetivos previstos. Por su parte el CSN,

como responsable último de la seguridad radiológica de estas instalaciones, impulsará la implantación de dicho programa.

3.3 Aceleradores

Los aceleradores de iones dedicados a la investigación son equipos que han tenido escasa implantación en España, así, salvo pequeños o muy pequeños, aceleradores de gabinete de física y un par de aceleradores serios -un Van der Graff y dos Cockcroft-Walton de la JEN en la década de los cincuenta- apenas se tenía experiencia en este campo. Este panorama está empezando a cambiar, pues tras la instalación de un acelerador de este tipo solicitado por la Universidad de Sevilla (que dispone ya de autorización de construcción y está pendiente de que se autorice su puesta en marcha), han surgido nuevas propuestas.

Las aplicaciones de estos equipos en el campo de la investigación son muy variadas. Las partículas aceleradas se hacen incidir sobre blancos, y según la energía y naturaleza de los iones incidentes y composición del blanco, se utilizan diversos tipos de interacciones (técnicas) para obtener información sobre la muestra. También es posible utilizar varias técnicas conjuntamente en un mismo tipo de muestra, para obtener la mayor cantidad de información posible. De forma general se puede exponer como ejemplo algunos de los campos en que tiene utilización este tipo de equipos: ciencia de materiales (estudio de semi y superconductores, de aleaciones metálicas, de materiales cerámicos), medio ambiente y geología (control de aguas, aerosoles, sedimentos y suelos. Datación geológica), arte y arqueometría (análisis no destructivo de metales, cerámicas, pinturas, datación), medicina y biología (análisis de materiales biológicos), física básica (atómica, nuclear, de partículas, astrofísica.)

Los aceleradores de partículas constituyen, de acuerdo al Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor, una instalación radiactiva de 2ª categoría y requerirán, por tanto, autorización de construcción y de puesta en marcha.

Para la autorización de construcción, se debe prestar especial atención al estudio de seguridad del recinto blindado donde se ubicará el equipo.

En estas instalaciones cabe destacar la particularidad de que ciertas operaciones requieren la presencia de personal dentro del recinto donde se encuentra el acelerador. Del análisis de las condiciones de estas operaciones se desprende que la tasa de dosis en el interior de la sala es insignificante. De cualquier forma, se exige que dentro de la misma se dispongan unos detectores de radiación gamma y neutrónica de manera que si se supera la tasa de dosis fijada como referencia (ésta garantiza que las dosis no superaran los límites fijados en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes para trabajadores profesionalmente expuestos) se activan los enclavamientos de seguridad y la señalización correspondiente. En el resto de las operaciones, el blindaje de este recinto garantizará que fuera de él no se superan los límites de dosis fijados en el Reglamento anteriormente mencionado y los enclavamientos de seguridad asegurarán que no se puede acceder a la sala.

Como no existe reglamentación específica para este tipo de instalaciones, la legislación en que se basa su estudio son los reglamentos ya citados, y para la evaluación del blindaje se han seguido documentos como *Radiation protection design guidelines for 0,1-100 MeV particle*

accelerator facilities. Publication 51, 1977 del National Council on Radiation Protection and Measurements.

En el caso de operaciones de tipo (d,n), las más restrictivas desde el punto de vista radiológico, se prohíbe de forma expresa la presencia de personal dentro de la sala, activando los enclavamientos de seguridad.

En cuanto a su autorización de puesta en marcha es de destacar la importancia que debe darse al documento Reglamento de Funcionamiento, dado que, al tratarse de un equipo cuyo campo de aplicación es la investigación, no sólo personal propio de la instalación permanece en la sala del acelerador con el equipo en funcionamiento, sino que personal investigador, ajeno a la misma, realiza sus trabajos dentro de esta sala, por lo que deben presentarse procedimientos que aseguren un control sobre ese personal (control de acceso y control dosimétrico, entre otros) y procedimientos que incluyan la información que debe proporcionarse a este personal de manera que tengan unos conocimientos básicos en materia de seguridad y protección radiológica sobre la instalación radiactiva.

También se debe prestar atención al programa de verificaciones periódicas a realizar sobre los enclavamientos de seguridad y señalizaciones que dispone la instalación radiactiva.

Los componentes más habituales que constituyen este tipo de equipos son básicamente: fuente de iones, tanque de aceleración, imanes analizadores del haz, sistemas limitadores de apertura del haz a lo largo de la trayectoria del mismo y cámara donde se deposita el "blanco".

Por el tipo de aplicación de estos equipos, los blancos sobre los que incide el haz y los iones que se acelerarán, así como las condiciones de aceleración son muy diversos, lo que implica que las condiciones radiológicas serán diferentes en función del tipo de experiencia. Esto supone una complicación en la determinación de los tipos de radiación que pueden presentarse en la instalación, la manera de abordar este punto es elegir la reacción que se considera más restrictiva desde el punto de vista radiológico, de las que se puedan presentar con estos equipos, y diseñar el recinto blindado y los enclavamientos de seguridad en función de la misma.

Los tipos de radiación más significativos que pueden presentarse en la instalación son: rayos X de frenado originados por la incidencia de electrones secundarios en diversos componentes del sistema, radiación gamma procedente de reacciones (p, γ) y (n, γ) y neutrones producidos mediante reacciones (γ , n), (p,n) y (d,n), siendo estas últimas las más prolíficas en la producción de neutrones y por tanto las más restrictivas.

Además del campo de radiación inmediata, puede existir otro campo de radiación que continúa tras el cese del funcionamiento del acelerador. Este campo de radiación está producido por el decaimiento de la actividad inducida en la estructura del acelerador y en sus equipos auxiliares, y su duración depende del período físico del isótopo particular. Sus características dependerán de muchos factores, como el tipo y energía de las partículas aceleradas, la intensidad del haz y los materiales irradiados por el haz primario y por radiaciones secundarias, tal como se desprende del Technical Reports Series n° 283 *Radiological safety aspects of the operation of proton accelerators* (1988) de la International Atomic Energy Agency. Teniendo en cuenta las condiciones de funcionamiento de estos aceleradores, las reacciones de producción de fotoneutrones no son muy probables y la activación neutrónica no representa un serio problema de radioprotección. Con todo, la

mayor fracción de radiactividad inducida se puede producir en la estructura y componentes del transporte del haz del acelerador. Para minimizar la producción de neutrones, se construyen los componentes del acelerador con materiales adecuados.

A la vista de las aplicaciones de estos equipos, anteriormente mencionadas, es previsible un aumento de estos aceleradores en nuestro país, por lo que se deberá hacer un esfuerzo para una mejor comprensión de todo el tipo de reacciones que puede darse en estas instalaciones que puedan influir en la generación de campos de radiación, para aplicar las medidas de seguridad y protección radiológica más eficaces en las mismas, de manera que se cumpla la legislación vigente y criterios ALARA.

4. Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general

4. Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general

4.1. Visión general

Se han incluido bajo el epígrafe *Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general* aquellos aspectos relacionados con la gestión de las emergencias nucleares y la protección radiológica de los trabajadores, el público y el medioambiente.

En la gestión de las emergencias nucleares el esfuerzo del CSN se dirige, fundamentalmente, a la incorporación en su sala de emergencias (SALEM) de nuevos sistemas de ayuda a la decisión, así como al desarrollo de un plan de sistemas de información para la integración de todas las herramientas y procesos de emergencias. El primer objetivo se cumplirá con la incorporación, ya iniciada del sistema RODOS en la sala de emergencias del CSN. Para cubrir el segundo objetivo se está elaborando el documento gestor del plan de sistemas de la SALEM y la definición posterior de proyectos específicos para su desarrollo.

Mención aparte merece la gestión de la denominada fase de recuperación (fase III) de emergencias nucleares por sus especiales características y su complejidad. La ejecución de la fase III pretende conseguir una "vuelta a la normalidad" tras una emergencia nuclear. Los desarrollos en los que trabaja el CSN se dirigen por una parte a la implantación del anteriormente citado RODOS que abarca, también, esta fase de las emergencias; por otra a la realización en colaboración con otros organismos de proyectos destinados a la recuperación ambiental de las zonas afectadas. Los dos proyectos en curso se denominan TEMAS y VULNERABILIDAD. Con el primero se pretende desarrollar una herramienta de ayuda a la toma de decisiones tras un accidente nuclear capaz de diseñar estrategias óptimas para la recuperación ambiental y se realiza dentro del IV Programa Marco de investigación de la UE. VULNERABILIDAD pretende la caracterización de los suelos agrícolas y seminaturales españoles mediante la asignación de unos *Índices de Vulnerabilidad* representativos del impacto radiológico que se derivaría del accidente contemplado. Estos índices se incorporarían en el código TEMAS. Por último, decir que, tanto la transposición a la legislación española de directivas de la UE en materia de emergencias, como el suceso de fusión accidental de una fuente radiactiva en la factoría de Acerinox en 1998, han obligado a la revisión y optimación de la respuesta a emergencias en las que el CSN se encuentra inmerso, que requerirá desarrollo normativo y recursos efectivos para el pleno ejercicio de sus responsabilidades.

En el ámbito de la protección radiológica se destaca la incorporación del concepto de *restricción de dosis* al sistema de limitación de vertidos que permite establecer una conexión clara entre las condiciones operacionales de las instalaciones y los límites básicos de dosis, cuya finalidad es proteger al individuo. Además, el esquema de limitación resultante es coherente con las recomendaciones de ICRP y requerirán cambios mínimos cuando se produzca la incorporación a la reglamentación española de las recomendaciones ICRP-60.

La tendencia que existe actualmente en la Unión Europea es que los cálculos realistas de dosis a la población debidas a las descargas de efluentes radiactivos que requiere la Directiva 96/29/Euratom se realicen de acuerdo con una metodología común (CREAM) y, a ser posible, con la misma herramienta informática. El CSN está realizando una revisión del

código utilizado para identificar las dificultades que plantea su utilización para el caso de los vertidos de las centrales nucleares españolas.

La exposición a fuentes de radiación natural es un tema en el que actualmente están interesados todos los países de nuestro entorno. Buena muestra de ello es la directiva 96/29 de la UE que ha dado lugar a un replanteamiento de las actividades laborales que deberían considerarse dentro de la protección radiológica. Para una correcta aplicación de esta directiva las etapas a cubrir son: identificación, estudio y clasificación de las distintas industrias y el desarrollo de la legislación correspondiente. La situación de los distintos países de la UE es muy diferente en cuanto al esfuerzo y cobertura de los objetivos. En nuestro país no existe una legislación anterior, por lo que la transposición de la directiva a nuestra normativa supondrá un importante incremento de las tareas antes mencionadas que ya se habían comenzado, si bien, de forma puntual. Sería muy deseable que este trabajo se llevase adelante de forma lo mas armónica posible con el resto de los países europeos.

Además, la continuación de los proyectos MARNA (mapa de radiación natural en España) y RADÓN (estudio de los niveles de radón en el interior de las viviendas españolas) garantiza el cumplimiento de las recomendaciones europeas sobre las fuentes de exposición del público a la radiación natural.

En cuanto a los efectos biológicos de la radiación y su implicación en la salud, digamos que continúa siendo objeto de controversia la hipótesis del modelo lineal sin umbral de relación dosis efecto y su aplicación en la regulación de la protección radiológica. Se continúan los esfuerzos en los dos campos de aproximación de efectos de la radiación a bajas dosis: la radiobiología y la epidemiología. El foco de atención para los próximos años muy probablemente estará en los aspectos relacionados con la *causalidad, susceptibilidad genética individual y cuantificación de los efectos combinados de radiaciones con otros agentes*.

Por último una breve mención a los desarrollos en marcha de una de las herramientas básicas en protección radiológica: la dosimetría. Se llevan a cabo dos proyectos de investigación importantes con el objetivo de mejorar la medida de las dosis recibidas por radiación. Uno de ellos pretende el desarrollo de un modelo metabólico completo para la estimación de dosis para la incorporación de radionucleidos, derivado del modelo pulmonar de ICRP 66 y compatible con los sistemas de detección de la contaminación interna, mediante medida directa de la radiactividad corporal existentes en las centrales nucleares, así como, la elaboración de procedimientos de actuación para medidas indirectas para exposición a emisores alfa y beta. El otro proyecto establecerá los criterios de aceptabilidad aplicables a los dosímetros electrónicos de lectura directa de cara a su utilización por los trabajadores profesionalmente expuestos en España, con la evidente ventaja, de estos dosímetros, de permitir el conocimiento instantáneo de las dosis recibidas.

4.2. Mejoras en la gestión de emergencias nucleares. Nuevos sistemas de ayuda a la toma de decisión

El CSN dispone actualmente de sistemas de apoyo a la decisión en emergencias nucleares constituidos por elementos y modelos de estimación y medida no integrados que permiten, por un lado, la estimación y predicción de la situación radiológica actual y futura utilizando modelos meteorológicos y datos radiológicos y, por otro, la presentación de resultados

sobre un fondo de información geográfica y demográfica. Esta evaluación, actualmente, se circunscribe al entorno próximo de las centrales nucleares aunque existen desarrollos en curso que ampliarán este entorno. Estos sistemas de apoyo a la decisión se clasifican actualmente como de nivel 0 y 1 respectivamente.

Los sistemas de apoyo a la decisión de nivel 2, además, simulan la aplicación de diferentes medidas de protección permitiendo determinar la viabilidad de su aplicación y la cuantificación de sus ventajas y desventajas. Por último, los sistemas en desarrollo de nivel 3 permitirán efectuar, en tiempo real, la evaluación y clasificación de las diferentes estrategias de aplicación de medidas de protección, mediante la comparación de los beneficios y detrimentos asociados a cada una de ellas, considerando los diferentes grados de incertidumbre que afectan a la estimación.

Dentro del plan de mejora de las capacidades para el seguimiento y respuesta a emergencias nucleares, el CSN ha decidido, entre otras acciones, incorporar nuevos sistemas de ayuda a la decisión en emergencias nucleares, mediante la exploración de los sistemas avanzados actualmente en desarrollo y su incorporación a la sala de emergencias (SALEM) del Consejo, así como el desarrollo de un plan de sistemas de información para la integración de todas las herramientas y procesos de emergencias. A continuación se presenta el estado actual y las previsiones de desarrollo de estas dos líneas de actuación.

El Consejo de Seguridad Nuclear aprobó en septiembre de 1998 la incorporación del sistema RODOS a la SALEM, lo que, además, forma parte de las actuaciones previstas en el Plan de Orientación Estratégica del organismo. Recordemos que RODOS, acrónimo de *Real Time On Line Decision Support* constituye un mecanismo de desarrollo e instalación de un sistema de apoyo a la decisión común en Europa. Está formado por un módulo o subsistema central que está encargado de controlar y manipular a otros subsistemas que se encargan respectivamente de procesar datos de entrada y de estimar la distribución espacio-temporal de la contaminación; de sugerir las posibles contramedidas aplicables a la situación, analizando su viabilidad y calculando el beneficio y el detrimento de cada una de ellas; por último, evalúa las diferentes estrategias posibles de aplicación de contramedidas en función del beneficio neto asociado a cada una de las mismas. En octubre de 1998, se suscribió un acuerdo formal entre el CSN y el instituto alemán FZK (representante del Consorcio RODOS) para la utilización del sistema RODOS en el CSN y, en general, en España. Por otra parte, el CSN participa en un grupo de usuarios de RODOS, cuyos objetivos fundamentales son el intercambio de experiencias en la implantación y en la utilización del sistema, la realimentación de experiencias a los diseñadores del mismo y servir como plataforma de promoción del sistema. Este grupo de usuarios está promovido por la UE, con la que mantiene una acción concertada para la financiación de algunos gastos, y en el mismo participan: STUK (Finlandia), FZK (Alemania), IPSN (Francia), CSN (España), NCSR (Grecia), DGA (Portugal) y RPIR (Irlanda).

A raíz de las actuaciones anteriores, en febrero de 1999, se ha instalado en el CSN el *software* genérico de la versión preoperacional disponible del RODOS. Este *software* se instaló sobre un servidor adquirido por el CSN para este propósito específico, que dispone de un procesador PA-8200, con 256 MB RAM y 18 GB de memoria en disco, con dos terminales-X de operación ubicados en la SALEM.

La incorporación del sistema a la SALEM requerirá su adaptación a las condiciones específicas españolas: idioma, tipos de reactores, niveles de intervención, datos de los emplazamientos nucleares (geográficos, demográficos, socioeconómicos, etc.) y del resto del territorio nacional; para lo que se está definiendo un proyecto específico, en el que se determinarán las actividades a desarrollar, las organizaciones participantes, tanto internas como externas al CSN, y el presupuesto necesario.

Por lo que se refiere al plan de sistemas de información de la SALEM, se pretende con el mismo disponer de una herramienta para la integración de todas las capacidades de respuesta a emergencias, tanto las actuales como las nuevas que se vayan incorporando. Este objetivo general se desglosa en otros parciales, que se citan a continuación:

- Formalización y gestión de los procedimientos operativos de los grupos de actuación de la SALEM.
- Descripción de todos los sistemas para la explotación y la operación de la SALEM, tanto en situaciones de operación normal como de emergencia.
- Determinación de las carencias existentes en la SALEM en materia de sistemas de información, en las áreas de comunicaciones, de control y de gestión.
- Evaluación y planificación de la implantación de los diferentes sistemas informáticos considerados y de las acciones complementarias que se determinen como necesarias.

Se pretende disponer del documento gestor del plan de sistemas de la SALEM durante 1999 y, a partir del mismo, iniciar su aplicación sistemática y la definición de proyectos específicos para su desarrollo.

4.2.1. Gestión de la fase III de emergencias nucleares

En España la respuesta en caso de emergencia nuclear se enmarca en el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), en el cual se contempla la organización y acciones a desarrollar en la fase urgente e intermedia, e indica, de forma explícita, que la fase de recuperación (fase III) se desarrollará de acuerdo a guías que elaborará el CSN.

El motivo de que el PLABEN no recoja organización o acciones concretas para la fase III está, por un lado, en la dificultad de precisar el abanico de posibilidades que puede darse sin caer en consideraciones en exceso generales y, por otro lado, en la asunción de que la fase III no requiere de decisiones urgentes y los problemas planteados pueden ser abordados de forma específica para cada caso.

No obstante, la toma de decisiones acerca del tipo, dimensión y momento de la intervención necesaria en esta fase, es un proceso complejo, y recae de forma directa sobre el CSN, ya que en el propio PLABEN se especifica que "una vez desaparecida o controlada la causa que produjo la emergencia, el CSN en ejercicio de sus funciones, es el que debe llevar a cabo la evaluación global de los efectos radiológicos, basada en todos los datos disponibles, y asesorar sobre la vuelta a la normalidad".

Desde la publicación del Plan, y en particular después del accidente de Chernobyl, organismos y empresas internacionales y extranjeras, han efectuado una importante reflexión sobre los

trabajos a efectuar en la fase posterior a la liberación, y la interfase entre la fase de emergencia y la fase posterior a la liberación. Se han realizado esfuerzos notables en investigación y desarrollos tecnológicos y de herramientas de ayuda a la toma de decisiones.

En la actualidad, los resultados de estos trabajos se encuentran publicados, y perfectamente definidos los temas siguientes:

- Análisis de las características específicas y diferenciadoras de la fase III.
- Aspectos a tener en cuenta ante la toma de decisiones y medidas de protección adecuadas a cada una de ellas.
- Estudios sobre aceptación por parte del público de las medidas de protección, e implicación de posibles afectados en las mismas.
- Diferentes criterios para la respuesta en esta fase.

Así mismo se han publicado recomendaciones internacionales para la evaluación de opciones de protección, resultado de aplicación de técnicas de optimización.

España siguiendo la línea del resto de países de la UE, ha participado en programas de investigación sobre este tema, como el Proyecto TEMAS, coordinado por el Ciemat, y el CSN está incorporando, como ya se ha citado, el sistema RODOS, como sistema de ayuda a la decisión en emergencias nucleares.

En la actualidad, la transposición a la legislación española de directivas de la UE en materia de protección radiológica y emergencias, y el suceso de fusión accidental de una fuente radiactiva en la factoría de Acerinox a finales de mayo de 1998, han derivado en una serie de acciones: propuesta de revisión del PLABEN, estudio de la necesidad de desarrollo de un plan de emergencias radiológicas generales, establecimiento de criterios radiológicos de intervención, revisión de modelos de estimación de dosis, etc.

Todas las acciones citadas van encaminadas a optimizar la respuesta a emergencias y soportar en el CSN todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica.

Esto requiere por parte de este organismo disponer los recursos de desarrollo normativo y efectivos para hacer frente a las nuevas responsabilidades que se le asignan, y señalan como momento óptimo, el actual, para desarrollar las tareas necesarias para planificar la respuesta a la fase III de emergencias, y elaborar las guías correspondientes.

La respuesta a emergencias a nivel nacional implica a diferentes organismos además del CSN, por lo que, y en especial para la fase III, teniendo en cuenta la magnitud de acciones que conllevaría, sería necesario la implicación de los mismos en este desarrollo.

Especial mención cabe hacer de Enresa, ya que una de las características fundamentales de esta fase, sería la enorme cantidad de residuos producidos. Esta empresa ha desarrollado numerosos trabajos al respecto, que fueron citados en el anterior Informe de Desarrollo Tecnológico, y que se consideran fundamentales como punto de partida del desarrollo de la gestión de la fase III de emergencias.

4.2.1.1. Sistema RODOS

El sistema RODOS (Rea-time On-line DecisiOn Support) fue desarrollado bajo el tercer programa marco de la Comisión Europea en 1990 por el Grupo de Análisis de Consecuencias de Accidentes del FZK de Karlsruhe (Alemania). Dicho sistema fue creado para proporcionar una rápida y eficaz ayuda a la toma de decisiones en el exterior de una instalación nuclear en caso de emergencia, desde la primera etapa del accidente hasta la finalización de la última fase de la emergencia.

En su desarrollo han participado alrededor de 20 institutos pertenecientes a países de la Unión Europea y de países del este de Europa. El sistema ha sido incorporado en la Sala de Emergencias del CSN en febrero de 1999, y el CSN es miembro del grupo de usuarios mediante una acción concertada con la Unión Europea.

La toma de decisiones dentro de RODOS se puede dividir en cuatro niveles:

- Nivel 0 Adquisición de datos radiológicos y su representación con un mínimo análisis junto a la información geográfica y demográfica.
- Nivel 1 Análisis y predicción de la situación radiológica actual y futura tanto en el espacio como en el tiempo, basada en modelos de cálculo, en ausencia de medidas de protección.
- Nivel 2 Simulación de medidas de protección a la población (confinamiento, evacuación, profilaxis radiológica, relocalización, descontaminación y prohibición de alimentos), cuantificando sus beneficios y desventajas.
- Nivel 3 Evaluación y elección de las medidas de protección óptimas teniendo en cuenta factores tales como: dosis evitada, costes, reducción de la tensión en la población, aceptación social de las medidas, etc.

Para la gestión de la tercera fase de la emergencia, RODOS considera las siguientes vías de exposición:

- a) Inhalación de la actividad resuspendida.
- b) Ingestión de alimentos y agua contaminada.
- c) Exposición externa de la actividad depositada.

Para minimizar el riesgo debido a estas vías de exposición, las diferentes medidas de protección a la población consideradas son:

- a) Relocalización de la población
Descontaminación de terrenos
- b) Control de alimentos y agua
- c) Descontaminación de terrenos

Los cálculos de los efectos de las medidas de protección son realizados mediante el módulo FRODO (Food, Relocation and Decontamination Options).

Relocalización. Dos tipos de relocalización se consideran en RODOS: permanente y temporal. El modelo utiliza criterios basados en niveles de dosis para la imposición de esta medida de protección. Para ello tiene en cuenta la extensión de las áreas, el número de personas relocalizadas, las dosis evitadas como resultado de la adopción de la medida de protección y las dosis recibidas después de una relocalización temporal.

Descontaminación. La descontaminación está considerada como una medida de protección a tomar para reducir el período de relocalización, la exposición externa al material depositado, la inhalación de material resuspendido y la ingestión de alimentos contaminados. La modelización se realiza usando bases de datos que contienen información relativa a la efectividad de una determinada técnica de descontaminación en la reducción de la dosis. Se incluye en esta medida la descontaminación de terrenos agrícolas para tener en cuenta el efecto de las restricciones de alimentos.

Medidas agrícolas. El criterio usado para tomar esta medida de protección está basado en el cálculo de la concentración de actividad de los productos agrícolas. Basándose en este criterio se impondrán las siguientes medidas de protección para cada alimento: prohibición, almacenamiento, procesado, cambio de la dieta de animales, cambio de tipo de cultivo, cambio de los usos de la tierra.

Para la toma de decisiones de medidas agrícolas se tienen en cuenta factores tales como la duración de las restricciones, las dosis individual y colectiva obtenidas antes y después de la implantación de la medida.

Para una correcta utilización de los resultados proporcionados por el modelo se ha de utilizar la información temporal de las concentraciones de la actividad en los alimentos para cada una de las fases de la cadena alimenticia, junto con bases de datos de coeficientes de transferencia de los diferentes radionúclidos.

Actualmente, el sistema RODOS se encuentra instalado en la Sala de Emergencias del CSN, pero todavía no se ha adaptado a las características de Europa. Es necesario, por lo tanto, desarrollar todas las bases de datos para la completa utilización del módulo FRODO. Las bases de datos han de cubrir aspectos tales como: la demografía, usos del suelo y agua, factores de transferencia en alimentos, hábitos alimenticios, etc.

4.2.1.2. TEMAS y VULNERABILIDAD

Las zonas próximas a la instalación se podrán ver afectadas por la dispersión del material radiactivo liberado en caso de accidente, e incluso, dependiendo de las condiciones atmosféricas reinantes y de las características del término fuente, la nube radiactiva podrá alcanzar áreas muy alejadas de la instalación atravesando incluso las fronteras nacionales (accidente de Chernobyl).

Parte del material radiactivo de la nube se depositará (deposición seca y húmeda) sobre las zonas urbanas, agrícolas y forestales por las que pase, por lo que será necesario aplicar "medidas de intervención" para la recuperación ambiental de los terrenos contaminados, dentro de cada uno de estos escenarios. Estas medidas deben optimizarse en el sentido de

que los recursos empleados y los efectos nocivos que pueda causar su implantación compensen la disminución de riesgo que se pueda conseguir.

Sería conveniente, por tanto, que las autoridades y organismos españoles responsables en la toma de decisiones en el caso de que ocurriera un accidente nuclear, dispusieran, de un sistema experto que les ayudara a elegir las posibles estrategias de intervención para aplicar en las áreas afectadas.

Si bien es cierto que desde el accidente de Chernobyl los avances en este campo han sido considerables, sin embargo la experiencia y los proyectos post-Chernobyl han demostrado:

- El escaso conocimiento que se tiene sobre las bases radiológicas a la hora de formular y decidir sobre posibles estrategias de intervención para la recuperación medioambiental.
- Para la valoración de las distintas alternativas de intervención, no se han tenido en cuenta hasta ahora factores tales como el grado de aplicación de las medidas a distintas situaciones, su aceptación por distintos sectores de la población, efectos secundarios que las medidas puedan producir a largo plazo en el área tratada y la gestión de los residuos generados durante la intervención.
- Se han realizado diferentes proyectos de investigación para caracterizar el comportamiento de los radionucleidos en el suelo, pero éstos se han realizado mayoritariamente sobre suelos de características edáficas, climatológicas y prácticas agrícolas completamente diferentes a la de los suelos españoles.

Por estos motivos surgen dos proyectos de investigación en el área de recuperación ambiental, en los que el CSN y Enresa están colaborando: el Proyecto TEMAS (Techniques and Management Strategies for Environmental Restoration and Their Ecological Consequences) y el Proyecto VULNERABILIDAD.

El primero, se está desarrollando bajo el patrocinio de la UE dentro del Programa Específico de Seguridad de la Fisión Nuclear correspondiente al IV Programa Marco de I+D y cuyo fin es desarrollar una herramienta de ayuda a la toma de decisiones tras un accidente nuclear capaz de diseñar estrategias optimizadas para la recuperación ambiental, teniendo en cuenta los aspectos arriba mencionados.

Este proyecto finaliza en abril del 2000 y se gestiona mediante un contrato de asociación UE-Ciemat. En él participan siete organismos europeos de otros tantos países comunitarios (Ciemat, GSF, NRPB, U. LUND, RPII, IPSN, FSAGx), siendo el Ciemat además coordinador del mismo. La capacidad técnica y científica de estos organismos es sobradamente conocida a través de sus contribuciones en distintos programas de I+D en el campo medioambiental y los surgidos a partir del accidente de Chernobyl, desarrollados tanto en el marco de la UE como de la OIEA.

La realización de este proyecto TEMAS supondrá:

- Recopilar toda la información radioecológica que se ha generado a partir del accidente de Chernobyl.
- Evaluar el impacto radiológico y los costes debidos a la situación de contaminación existente en un determinado escenario.

- El código permitirá seleccionar la estrategia optimizada de intervención basándose en todos los criterios relevantes, y no sólo en aquellos de naturaleza puramente radiológica específicos a cada uno de los escenarios. Además, tendrá en cuenta conjuntamente los distintos tipos de entornos medioambientales (urbano, agrícola, seminatural y forestal).
- Mejorar, armonizar y completar las guías existentes, las recomendaciones y las políticas de la comunidad en el campo de la recuperación medioambiental.
- Por último, el Proyecto TEMAS es complementario al Proyecto RODOS que también se está desarrollando en el marco de la UE.

La primera etapa de este proyecto ha consistido en caracterizar los posibles escenarios de intervención que pudieran presentarse en la UE, en el caso de un accidente nuclear grave, y en los que habría que aplicar medidas de recuperación ambiental.

Dentro de este contexto, se enmarca el otro proyecto de investigación en el área de recuperación ambiental en el que participa el CSN y realiza el Ciemat: "Caracterización de la vulnerabilidad radiológica de los suelos españoles en caso de accidente nuclear grave en relación con la vegetación natural y con los cultivos". Este proyecto tiene como fin la caracterización de los suelos agrícolas y seminaturales españoles, mediante la asignación de unos índices de vulnerabilidad representativos del impacto radiológico que se derivaría de una potencial contaminación accidental por Cs-134/137 y Sr-90. La fase final del proyecto se dirige a la incorporación de estos índices de vulnerabilidad en el código TEMAS.

Los beneficios que se derivarán de este proyecto, que finalizará en marzo del 2000, son:

- Permitirá caracterizar el comportamiento de los radionucleidos en los suelos y cultivos de nuestra península, asignando unos índices de vulnerabilidad.
- Incorporará los índices de vulnerabilidad al código de ayuda a la toma de decisión TEMAS que se está desarrollando bajo el patrocinio de la UE, con lo que adaptará en cierta medida el código a las características particulares de los suelos y cultivos de nuestra península.
- Dará como resultado una representación gráfica informatizada que, superpuesta al mapa de contaminación real, permitirá, en caso de un accidente nuclear en nuestro país, identificar las zonas de intervención prioritaria para la recuperación ambiental en función del riesgo radiológico.

Los logros alcanzados por el proyecto hasta la fecha son:

- Se han establecido los criterios para la selección y cuantificación de los factores edafológicos a tener en cuenta en la elaboración de índices de vulnerabilidad.
- Se ha creado una base de datos de propiedades edafológicas de los suelos de nuestra península, con lo que la caracterización edafológica de la España peninsular se encuentra completa en la actualidad, con más de 2.000 perfiles de suelo. Esta base de datos va a estar disponible al finalizar el proyecto en CD-ROM y actualmente se está publicando en forma de Informes Técnicos del Ciemat.
- Se ha desarrollado la metodología y programación del cálculo de índices de vulnerabilidad.

Actualmente se están incorporando los índices de vulnerabilidad sobre un sistema informático georreferenciado y se están obteniendo los primeros resultados en forma de mapas de vulnerabilidad puntual y en contornos cerrados, estos últimos en base a los recintos de suelo que presenta el Mapa de Suelos de la Comunidad Europea a escala 1:1.000.000.

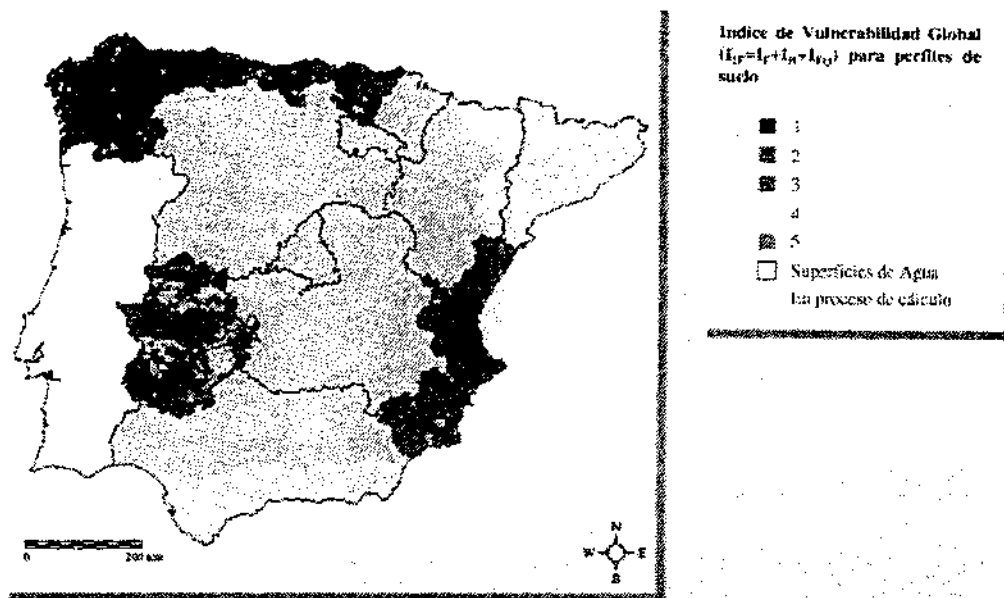


Ilustración 20. Índice de vulnerabilidad global para perfiles de suelo. (Fuente: Ciemat)

El interés para el CSN en estos dos proyectos, además de todos los beneficios arriba mencionados, se deriva de que:

- Supone un avance en el estudio y diseño de estrategias de intervención para la vuelta a la normalidad de las zonas afectadas en el caso de que ocurra un accidente nuclear, estrategias actualmente no contempladas en el PLABEN ni en los Planes de Emergencia Provinciales.
- Dispondrá de una herramienta informática de ayuda a la toma de decisiones para la recuperación de terrenos contaminados por un hipotético accidente, que incorporará además la vulnerabilidad radiológica de los suelos de la península y que le ayudará en la evaluación de los aspectos radiológicos y en la propuesta de las medidas de intervención en esas situaciones.

4.2.2. Dosis evitada

Una de las características innovadoras del sistema de ayuda a la toma de decisiones RODOS es que calcula las dosis evitadas a la población. Es decir, la reducción de la dosis en la población como consecuencia de haber adoptado cierta medida de protección. En RODOS existen tres tipos diferentes de intervenciones:

- Acciones que afectan directamente a la población.
- Acciones llevadas sobre productos alimenticios.
- Acciones realizadas sobre terrenos (habitados, inhabitados, agrícolas).

Las medidas de protección después de una emisión accidental de material radiactivo se eligen entre diversos conjuntos de medidas individuales. La selección del mejor conjunto es muy compleja, e intervienen aspectos radiológicos, económicos, sociológicos, psicológicos y políticos. La evaluación de las medidas de protección se realiza en RODOS mediante el subsistema CSY. La principal tarea de este subsistema es cuantificar los beneficios y desventajas de los diversos conjuntos considerados teniendo en cuenta aspectos tales como dosis individuales y colectivas evitadas, efectos en la salud, costes económicos, áreas y número de personas afectadas.

La secuencia de cálculo del CSY se divide en dos partes:

- 1) Descripción y cuantificación de las consecuencias radiológicas de las medidas de protección ya adoptadas o de aquellas que se están adoptando.
- 2) Descripción y cuantificación de las consecuencias radiológicas de las medidas de protección suplementarias destinadas a la reducción de la exposición al material radiactivo.

Ambas partes contienen modelos y procedimientos para simular y suministrar información tanto espacial como temporal de la reducción de la dosis al aplicar las medidas de protección. Comparando las dosis con las recibidas en caso de no aplicar la medida de protección se obtiene el beneficio neto de la acción.

Los programas de cálculo de las dosis evitadas y medidas de protección dentro del CSY son los siguientes:

EMERSIM Módulo que simula las medidas de protección en la primera y segunda fase de la emergencia.

FRODO Módulo que simula las medidas de protección en la última fase de la emergencia.

EVSIM Módulo que simula la evacuación de la población a través de la red de carreteras.

Para la adopción de las medidas de protección a la población es necesario tener bases de datos para el correcto funcionamiento de RODOS. Dichas bases incluyen datos relativos a la distribución de la población, aspectos sociales y psicológicos (aunque éstos son difíciles de cuantificar), accesibilidad de la red de carreteras, tipos de construcción, y costes económicos de medidas de protección entre otros, que, actualmente, no están disponibles en RODOS.

4.3. Restricciones de dosis

El sistema de protección recomendado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica se basa en los principios de justificación de toda práctica, optimización de la protección y limitación de dosis individuales.

Si bien los límites individuales de dosis tienen como finalidad garantizar que se satisfacen los objetivos de la protección radiológica, ya que toda exposición continuada a las radiaciones ionizantes que dé lugar a dosis individuales que excedan los límites recomendados por ICRP en su publicación nº 60 debe ser considerada inaceptable, el principio de optimización va más allá al recomendar que las exposiciones a las radiaciones sean tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores sociales y económicos (criterio ALARA).

Para una fuente de radiación determinada, la aplicación del concepto de optimización implica la elección de sistemas de control y medidas de protección, mediante la aplicación de técnicas coste-beneficio u otras, que reduzcan los efectos nocivos de las radiaciones a niveles tales que una nueva reducción no resulte justificada a la vista del esfuerzo económico requerido en su implantación, es decir, la optimización es un proceso relacionado con la fuente y no con los individuos.

No obstante, los límites de dosis tienen un carácter individual independiente de la fuente de radiación, por lo que a la hora de garantizar su cumplimiento se deben considerar todas las fuentes que puedan afectar potencialmente al individuo. Surge así la necesidad de formular un límite de dosis asociado a la fuente y no al individuo, que se establece como una fracción del límite individual.

La restricción de dosis, concepto introducido en ICRP-60, representa un techo para las dosis individuales consideradas como aceptables en el proceso de optimización y tiene como fin reducir a un nivel aceptable la falta de equidad en la distribución de las dosis individuales asociadas a un determinado tipo de fuentes. Este concepto, si bien formulado por primera vez de forma explícita en ICRP-60, no es nuevo y su implantación trata de racionalizar y consolidar una variedad de conceptos ya existentes en publicaciones anteriores de ICRP (confín de dosis, principio de equidad, etc.). Aunque la restricción de dosis se expresa en términos de dosis individuales, es un concepto relativo a fuentes de radiación que se aplica con carácter prospectivo durante la fase de diseño y no tiene el sentido regulador de un límite.

Si bien el concepto de restricción de dosis no es directamente aplicable a instalaciones en operación, salvo en el caso de modificaciones de diseño que impliquen un proceso de optimización, el mismo ha tenido una aplicabilidad muy importante al incorporarlo al nuevo sistema de limitación de vertidos vigente desde enero de 1997 en todas las centrales nucleares españolas; dicho sistema fue el resultado de un profundo proceso de revisión efectuado por el CSN sobre el anteriormente existente para adaptarlo a la reglamentación española y recomendaciones más recientes de ICRP.

Con objeto de determinar un valor genérico de restricción de dosis para miembros del público, de aplicación a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear en España, incluidas centrales nucleares, se llevó a cabo en el CSN un estudio teniendo en cuenta la situación internacional existente y se decidió establecer un valor de 0,3 mSv/año para dicha restricción de dosis. Tal como se verá más adelante, este valor fue fundamental como referencia en la adaptación a magnitudes acordes con la reglamentación española de los valores establecidos en el 10CFR50 como objetivos de diseño de los sistemas de tratamiento de efluentes e incluidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Una vez incorporado el concepto de restricción de dosis al sistema de limitación de vertidos, en el esquema genérico de limitación aparecen, en una escala decreciente de dosis, tres tipos de valores. En primer lugar se encuentran los límites individuales de dosis, límites en sentido estricto y que, por tanto, no pueden superarse (límites básicos). A continuación se sitúan las restricciones de dosis que, según se ha indicado, no tienen el sentido regulador de un límite y cuya superación no implica una violación de la normativa. Por último, y ligados a los anteriores, se encuentran los valores obtenidos en los procesos de optimización de los sistemas de tratamiento de efluentes (restricciones operacionales de dosis), que se establecen a efectos de controlar el funcionamiento de las instalaciones desde un punto de vista radiológico y de garantizar, con un amplio margen de confianza, el cumplimiento de los límites básicos.

Hasta la entrada en vigor del nuevo sistema de limitación de vertidos, las restricciones operacionales de dosis que aplicaban en las centrales españolas eran las contenidas en el 10CFR50, debido a que la mayor parte de ellas son de tecnología americana. Dichas restricciones fueron el resultado de una serie de estudios genéricos de optimización efectuados por la NRC para los reactores de agua ligera y se incorporaron a la legislación como objetivos de diseño de los sistemas de tratamiento de efluentes; toda instalación de estas características cuyos sistemas de tratamiento satisfagan dichos valores genéricos puede considerarse implícitamente optimizada, si bien pueden admitirse valores superiores siempre y cuando sean resultado de un proceso de optimización específico.

Con el fin de adaptar estas restricciones operacionales de dosis a magnitudes acordes con la reglamentación española, se transformaron las dosis al cuerpo entero y al órgano crítico para efluentes líquidos y gaseosos del 10CFR50 en dosis equivalentes efectivas, para lo cual se tuvieron en cuenta los vertidos de todas las centrales desde el inicio de su operación. Dadas las características específicas de los emplazamientos y de los vertidos, el proceso de transformación dio como resultado una serie de valores diferentes para cada central, aunque la suma de los valores medios de las dosis equivalentes efectivas totales (exposición externa e interna) debida a los efluentes líquidos y gaseosos resultó ser de 0,1 mSv/año en la mayoría de las centrales, correspondiendo un 80-85% a los gases y el resto a los líquidos.

A la vista de los resultados del proceso de adaptación referido anteriormente, se consideró oportuno implantar una restricción operacional de dosis única para el conjunto de los efluentes líquidos y gaseosos de 0,1 mSv/año teniendo en cuenta, además, que dicho valor es inferior al valor propuesto por el CSN como restricción de dosis y que no supera el 10% del límite básico establecido en el sistema de limitación de vertidos actualmente vigente (1 mSv/año), de acuerdo con la tendencia actual seguida a nivel internacional. Este valor no se verá modificado cuando se incorporen las recomendaciones de ICRP-60 a la reglamentación española, según se ha puesto de manifiesto en un análisis genérico efectuado.

No obstante, considerando su interés para la vigilancia y control de los efluentes, se decidió distribuir el valor de restricción operacional de dosis indicado entre líquidos y gases según sus respectivas contribuciones a la dosis, asignándose el 20% para los primeros y el 80% a los segundos. Este reparto es solo indicativo, ya que en la práctica varía de unas centrales a otras, habiendo aceptado el CSN la propuesta de cada central en función de su problemática específica.

4.4. Métodos realistas de cálculo de dosis a la población

La estimación de las dosis recibidas por la población potencialmente afectada por la emisión al medio ambiente de efluentes radiactivos procedentes de instalaciones de diversa índole, puede realizarse bien aplicando modelos y parámetros conservadores que permitan verificar el cumplimiento de los límites de vertido, o bien utilizando modelos, hipótesis y parámetros más realistas.

En el caso de España, en el momento actual sólo se realizan cálculos de dosis encaminados a comprobar el cumplimiento de los límites de vertido establecidos conforme a lo requerido en el sistema de limitación de vertidos vigente. No obstante, en un futuro próximo, y como resultado de la incorporación a la legislación de los distintos países de la Unión Europea de la Directiva 96/29/Euratom, será necesario facilitar las estimaciones de dosis que presumiblemente recibe la población que vive en el entorno de las instalaciones de la forma más realista posible, de acuerdo con la metodología contenida en el documento EUR 15760.

Esta metodología, denominada CREAM (Consequences of Releases to the Environment: Assessment Methodology), permite estimar las dosis, tanto individuales como colectivas, que pueden ser recibidas por la población de la Unión Europea como consecuencia de las descargas rutinarias de efluentes radiactivos producidos por las instalaciones en condiciones normales de operación. CREAM se compone de una serie de modelos relacionados entre sí que describen la transferencia de los radionucleidos en el medio ambiente, las posibles vías de exposición al hombre y el detrimento a la salud asociado; en su desarrollo se han tenido en cuenta las recomendaciones más recientes de ICRP, contenidas en su publicación n° 60, por ser éstas las que han sido adoptadas en el seno de la Unión Europea.

A partir de la metodología CREAM, el NRPB ha desarrollado, bajo contrato con la Unión Europea, el código de cálculo PC CREAM, el cual permite realizar, para la mayoría de los emplazamientos de la Unión Europea, estimaciones de las consecuencias radiológicas derivadas de vertidos de efluentes radiactivos que se efectúen, de modo rutinario y continuo, a la atmósfera e hidrosfera (ríos o mares). Una vez introducidos por el usuario el término fuente, la localización de los individuos y los valores de otros parámetros específicos del emplazamiento de interés, tales como factores meteorológicos, características del medio acuático receptor, tasas de consumo, etc., el código permite realizar cálculos de dosis efectivas individuales y colectivas, tal como se definen en ICRP-60, excepto para el caso de descargas a ríos, en donde sólo es posible determinar dosis individuales; los factores de conversión de dosis utilizados por el código son los de la publicación n° 72 de ICRP, siendo posible considerar en los cálculos tres grupos de edad: bebés de un año, niños de diez años y adultos.

El código se compone de seis programas: el principal (ASSESSOR), mediante el que se realizan las estimaciones de dosis a partir de los datos proporcionados por el usuario y de las librerías que contiene por defecto, las cuales incluyen datos de salida de los diferentes modelos incorporados al código para términos fuente unitarios, y de cinco programas soporte (PLUME, DORIS, GRANIS, RESUS y FARMLAND), que permiten ejecutar de forma separada cada uno de los modelos a fin de predecir concentraciones ambientales o tasas de dosis por radiación externa, y cuyos resultados pueden ser utilizados por ASSESSOR en sustitución de las librerías indicadas.

Si bien el código PC CREAM se encuentra ya comercializado, no se considera que haya finalizado aún su desarrollo, por lo que el mismo está sufriendo actualizaciones continuas; la última versión del código desarrollada, de la que se dispone en el CSN, es la denominada PC CREAM 98 y la misma contiene correcciones de los errores detectados en la versión PC CREAM 97 e incorpora varias librerías de datos revisadas, principalmente utilizadas en el cálculo de dosis colectivas.

Además, se ha creado un grupo de usuarios del PC CREAM, bajo los auspicios de una acción concertada con la Unión Europea, a fin de proporcionar a los usuarios y futuros usuarios del código un foro para discutir aspectos relacionados con el sistema, identificar errores y problemas, y sugerir áreas en las que se deberían introducir mejoras. El grupo también tiene como objetivo promover el uso de PC CREAM dentro de la Unión Europea con el fin de conseguir que las estimaciones de dosis debidas a descargas de efluentes se realicen de una forma más homogénea.

Además de coordinar y organizar las reuniones del grupo, el NRPB va a publicar y enviar periódicamente información a los usuarios y posibles usuarios de PC CREAM con el fin de mantenerlos al día de los progresos alcanzados por el grupo; adicionalmente, existe una vía permanente de comunicación con el NRPB a fin de que cualquier persona, independientemente de que asista o no a las reuniones, pueda formular sus preguntas, comentarios o sugerencias acerca del código.

El CSN, además de haber expresado al grupo de usuarios del PC CREAM sus puntos de vista en relación con las prioridades en las mejoras del código establecidas en la reunión de diciembre de 1998, está realizando una revisión del mismo para identificar las dificultades que entraña su utilización en el cálculo de las dosis debidas a los vertidos de las centrales nucleares españolas. En paralelo, se están creando grupos de trabajo con Unesa con objeto de analizar la problemática asociada al cálculo realista de las dosis a la población y alcanzar una aproximación consensuada sobre la forma en que se va a realizar dicho cálculo.

4.5. Radiación natural

Los seres vivos estamos expuestos a una serie de fuentes de radiación, clasificadas genéricamente como artificiales y naturales, estando plenamente aceptado que la mayor contribución a las dosis de radiación que los individuos recibimos, proviene de la exposición a las fuentes de radiación natural (aproximadamente un 87%).

La mayor o menor exposición de los individuos a la radiación natural, a lo largo de su vida va a estar condicionada principalmente por dos factores, el lugar de residencia (altitud y geología de la zona) y su actividad laboral, contribuyendo también pero en menor medida sus hábitos de comportamiento.

El reconocimiento de que las actividades laborales que impliquen la exposición a fuentes naturales de radiación, pueden originar dosis adicionales a los trabajadores y en algunos casos a los miembros del público, ha llevado a considerar estas actividades dentro de la revisión realizada en el año 1996 de las normas básicas de la UE mediante la Directiva 96/29.

En esta Directiva el ámbito de aplicación se extiende a aquellas 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, requiriéndose a los estados miembros su identificación y cuando resulte apropiado la aplicación de medidas correctoras y un sistema de protección radiológica adecuado a los riesgos identificados. Todos los aspectos relativos a la exposición a la radiación natural están contenidos en el Título VII de la Directiva *"Incremento Significativo de la Exposición Debida a Fuentes Naturales de Radiación"* donde en su Artículo 40 *"Aplicación"* se consideran adicionalmente a la operación de aviones, las siguientes actividades laborales:

- Actividades laborales que impliquen el almacenamiento, la manipulación o generen residuos que contengan radionucleidos naturales que provoquen un incremento significativo de la exposición de los trabajadores y, en su caso, de los miembros del público.
- Actividades laborales en las que los trabajadores y los miembros del público estén expuestos a la inhalación de descendientes de torón o de radón o a la radiación gamma, en lugares de trabajo tales como establecimientos termales, cuevas, minas y lugares de trabajo subterráneos y no subterráneos.

La Unión Europea ha reconocido que existirían grandes ventajas si los diferentes estados miembros pudieran adoptar aproximaciones similares a la hora de identificar las actividades relevantes, llevar a cabo medidas de intervención y aplicar el sistema de protección radiológica tanto a los trabajadores como a los miembros del público. Esa armonización sería casi esencial en aquellas actividades de ámbito internacional especialmente en los aspectos relativos a las tripulaciones de aviones.

Conscientes de la necesidad de establecer dicha armonización, el grupo de expertos del Artículo 31 del Tratado Euratom, preparó un documento, con el objeto de que sirviera como guía técnica para los diferentes estados miembros a la hora de poner en práctica el contenido del Título VII de la Directiva. Esta publicación ha sido considerada como documento base a la hora de analizar la situación existente en nuestro país y establecer unas líneas generales de actuación en relación con la protección a la radiación natural.

En la publicación, Radiation Protection 88 y en relación con las actividades que impliquen exposición a descendientes de torón, radón o a la radiación gamma se añaden a las actividades indicadas en la Directiva 96/29, (establecimientos termales, cuevas turísticas, minas y lugares de trabajo subterráneos y no subterráneos), las catacumbas, líneas del metro y las plantas de tratamiento de aguas subterráneas, incidiendo en el aspecto de que *deberían ser estudiados todos los tipos de lugares de trabajo subterráneos*, matizando, que en éstos, podrían encontrarse valores elevados de radón, no únicamente en aquellas áreas ya identificadas, donde se hubieran medido niveles altos en el interior de edificios.

Así como en relación con las actividades laborales indicadas anteriormente, la Directiva enumera específicamente algunas en las que podría existir una exposición adicional a la radiación natural, en relación con las actividades laborales que implican el almacenamiento, la manipulación o la producción de residuos, no indica nada al respecto. Este hecho ha sido considerado en la publicación anteriormente indicada Radiation Protection 88 y en otra publicación también realizada por la Unión Europea en el mismo año, donde se indican las

principales actividades industriales en las que podría existir riesgo para los trabajadores y en algunos casos para los miembros del público. Entre las principales podrían enumerarse las siguientes: centrales térmicas de carbón, industrias de procesamiento de fosfatos, industrias de obtención de metales, industrias de extracción y procesamiento de tierras raras, industrias de manufactura y uso de compuestos de torio, industrias de pigmentos de dióxido de titanio, industrias de extracción de gas natural y petróleo e industrias de materiales de construcción.

La aparición de la Directiva 96/29 y en especial su Título VII, ha dado lugar en los distintos países de la UE a un replanteamiento de aquellas actividades que deberían considerarse dentro de la protección radiológica, pero en un grado muy diferente, ya que existen países que contemplan desde hace años este tipo de industrias en su legislación y para los cuales el cumplimiento de la Directiva únicamente les implicaría una simple revisión de esa legislación, y otros países, entre los que se encontraría el nuestro, en el que se deberían llevar a cabo todas las etapas de identificación, estudio y clasificación de las distintas industrias y el desarrollo de la legislación correspondiente. El aspecto indicado, del distinto desarrollo existente en los diferentes países, se ha podido comprobar en los dos symposia internacionales que han tenido lugar hasta el momento.

Hasta ahora, en nuestro país, no ha existido ninguna legislación radiológica relativa a estas fuentes de exposición y se ha comenzado por la transposición de la Directiva mediante la correspondiente revisión del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, incluyendo en la misma (Título VII) la exposición debida a fuentes naturales de radiación. En su momento y principalmente a través del programa de investigación sobre radiación natural, denominado genéricamente como Proyecto Radón impulsado por el CSN en el año 1988 y cuyo objetivo principal es conocer los niveles de ^{222}Rn en el interior de edificios de nuestro país, se han ido obteniendo adicionalmente otros resultados (concentración de radón en el interior de cuevas turísticas, de galerías subterráneas, de balnearios así como concentraciones de radionucleidos naturales en materiales de construcción) que podrían ser válidos como puntos de partida de estudios futuros de identificación o como estudios ya realizados a la hora de cumplir lo requerido en la Directiva 96/29.

El caso específico del estudio radiológico de los principales materiales de construcción que se utilizan en nuestro país, sería uno de los estudios de los que ya podría informarse a la Comisión de acuerdo a lo requerido por la Directiva. Como conclusión de este estudio, cabría decir, que la utilización de dichos materiales en la construcción no entrañaría riesgo radiológico para los individuos de la población.

Aunque en el ámbito de aplicación de la Directiva, queda excluida la exposición al radón en el interior de las viviendas, hay que señalar que la UE había considerado previamente, en el año 1990, esta fuente de exposición de los miembros del público mediante la Recomendación de la Comisión 90/143/Euratom, que aunque no tiene carácter obligatorio para los estados miembros, constituye dentro de la Unión Europea, el marco de referencia para la iniciación de planes de actuación a nivel nacional. En la actualidad la mayoría de los países en sus programas nacionales de protección a la radiación natural están considerando paralelamente la exposición al radón tanto en viviendas como en lugares de trabajo.

Durante 1997 y 1998 el CSN ha seguido apoyando la realización de proyectos de investigación relativos a la protección radiológica a la radiación natural. Entre estos proyectos y adicionalmente al proyecto MARNA, proyecto que se viene desarrollando desde el año

1991, caben citarse los siguientes: el *"Estudio radiológico de las zonas de los Arribes del Duero y la Sierra de Guadarrama y estudio de materiales de construcción como fuentes de radón y técnicas de mitigación"* y la *"Evaluación de la dosis de radiación natural recibida por la población en el entorno de las centrales nucleares"*. Las conclusiones obtenidas de ambos estudios se encuentran expuestas en los informes correspondientes.

Los dos proyectos enumerados anteriormente han sido desarrollados dentro de los correspondientes acuerdos específicos firmados en su momento entre el CSN y la Universidad de Cantabria. El grupo investigador pertenece a la Cátedra de Física Médica de dicha Universidad y está participando en el Proyecto ERRICCA (The European research into radon in construction) que junto con el denominado RETRO (Retrospectively estimated radon areas affected by mining activities), son dos acciones concertadas en el campo de la protección radiológica a la radiación natural que está promoviendo la Unión Europea. El objetivo principal del proyecto RETRO, es la utilización de técnicas de dosimetría retrospectiva para la estimación de las dosis que podrían haber recibido las personas en el interior de edificios por exposición al radón. Los resultados de esas técnicas son de especial importancia en el desarrollo de los estudios epidemiológicos dirigidos a determinar la influencia de la exposición al radón en la mortalidad por cáncer de pulmón.

El objetivo de ERRICCA es intercambiar experiencia sobre I+D en acciones de remedio y medidas de protección en Europa, siendo los objetivos específicos desarrollar y mejorar la aplicación de métodos para reducir los niveles de radón en viviendas y edificios, ver su duración y desarrollar técnicas de diseño y construcción de edificios para incrementar su protección al radón. En el proyecto ERRICCA participa el grupo investigador de la Universidad de Cantabria, junto con otras cinco universidades de Austria, Finlandia, Grecia, Holanda e Italia y catorce organismos europeos entre los que se encuentran el IPSN de Francia, el SSI de Suecia, el NRPB del Reino Unido, la ANPA de Italia, el Departamento de Protección y Seguridad Radiológica de Portugal entre otros.

Este mismo grupo investigador está en la actualidad manteniendo contactos para ser incluido en el proyecto RACOS dentro del V Programa Marco de la Unión Europea. En este proyecto está previsto que participen once países europeos, Alemania, España, Finlandia, Francia, Grecia, Hungría, Italia, Luxemburgo, Portugal, República Checa y Suecia. Por parte de España y adicionalmente al grupo investigador de la Universidad de Cantabria está prevista la participación en el proyecto RACOS, del INTE (Instituto de Técnicas Energéticas) de la Universidad Politécnica de Cataluña.

La radiación natural es uno de los aspectos temáticos considerados específicamente dentro del V Programa Marco de la UE ya que en su Artículo I se indica lo siguiente: *"El V Programa Marco se referirá a la fusión termonuclear controlada y a los sistemas energéticos relacionados con la fisión nuclear, así como a las utilidades industriales y médicas de las radiaciones y a las fuentes naturales de radiación"*.

Las actividades futuras a llevar a cabo en relación con la protección de la población española a las fuentes de radiación natural se deberían dirigir hacia:

- El conocimiento de las dosis que está recibiendo la población debido a estas fuentes mediante la realización de las correspondientes medidas, continuando con el desarrollo de los proyectos MARNA y Radón.

- El estudio de las medidas de remedio en aquellas zonas o poblaciones con concentraciones elevadas de Radón en viviendas.
- El comienzo de una manera sistemática de los estudios requeridos por la Directiva 96/29 para identificar aquellas actividades laborales que impliquen una exposición a fuentes naturales de radiación bien de los trabajadores o de los miembros del público.
- El desarrollo de los documentos técnicos, recomendaciones y normativa aplicables a cada aspecto específico de los indicados anteriormente.

4.6. Radiobiología, radiocarcinogénesis y epidemiología

Tal como establece la ICRP en su publicación número 60 la finalidad de la protección radiológica es proteger a las personas contra los efectos dañinos de la radiación. Para ello la ICRP se basó en la mejor información disponible sobre los efectos biológicos de la radiación, información que se ha utilizado para facilitar una base biológica simplificada, pero adecuada para la protección radiológica (párrafo 42.ICRP-60).

La ICRP-60 fue publicada en el año 1990 desde entonces los avances científicos y el desarrollo tecnológico han seguido evolucionando y podrían tener en el futuro una profunda influencia en los conceptos y aplicación práctica de la protección radiológica.

En la actualidad continúa el debate científico sobre la hipótesis del modelo lineal sin umbral (LNT) de relación dosis-efecto y su aplicación en la regulación de la protección radiológica. Los principales campos que, según la NEA, podrían tener implicaciones sobre la protección radiológica y sobre los que propone seguir investigando son:

- *La relación dosis-efecto.* En la ICRP 9 (1965) se dice que ya que se desconoce si existe un umbral de dosis la ICRP asume que cualquier dosis por pequeña que sea conlleva asociado un riesgo de inducción de tumores malignos. A pesar de que se ha progresado bastante en cuanto a los conocimientos sobre cáncer radioinducido desde esa fecha todavía está sin resolver la forma de la curva dosis-respuesta a dosis y tasa de dosis bajas. En otras palabras la protección radiológica tiene como bases unos principios razonables y de precaución pero no probados científicamente.
- *Causalidad.* Es decir establecer si el origen de un caso individual de cáncer podría identificarse como radiogénico.
- *Susceptibilidad genética* de ciertos individuos para padecer un determinado tipo de cáncer.
- *Cuantificación de los efectos combinados* de radiaciones con otros agentes.

Por otra parte en el V Programa Marco de Euratom dentro del apartado de *Protección radiológica y salud* se fijan como objetivos: alcanzar una comprensión profunda de la acción de radiaciones que afecten a la salud, desarrollar instrumentos para identificar a las personas que puedan tener un mayor riesgo de verse afectadas por las radiaciones y mejorar la cuantificación del riesgo de radiación en dosis bajas y tasas de dosis bajas mediante una combinación de planteamientos radiobiológicos y epidemiológicos experimentales y teóricos.

Para ello se proponen varias líneas de investigación:

- *Inducción y reparación de lesiones del ácido desoxirribonucleico (ADN)*. Correlación entre las lesiones del ADN inducidas por distintos tipos de radiaciones y los efectos biológicos consiguientes. Entendimiento de los procesos de reparación de lesiones del ADN y evaluación de su fiabilidad. Deducción de la asociación entre reparación y aberraciones cromosómicas, mutaciones, sensibilidad a las radiaciones y predisposición al cáncer.
- *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 radiaciones de dosis bajas y daños en las primeras fases del desarrollo del feto.
- *Epidemiología y modelos de cáncer*. Investigación retrospectiva de poblaciones expuestas de forma crónica o aguda a radiaciones internas y/o externas. Modelización del proceso multi-fases de cáncer por radiación y su aplicación a datos epidemiológicos. Cuantificación de riesgo de dosis bajas y tasa de dosis bajas.
- *Gestión de las lesiones por radiaciones*. Correlación entre 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 radiaciones. Identificación y mejora de las consecuencias a largo plazo de lesiones causadas por radiaciones.

En relación con estas líneas de trabajo, se han realizado mediante acuerdos con el CSN varios proyectos en el campo de la radiobiología.

En el Ciemat se han llevado a cabo dos proyectos, con una duración aproximada de dos años, que han tenido en común haber trabajado con modelos animales (ratones) obtenidos mediante manipulación genética, como son los ratones transgénicos del modelo denominado "Muta-Mouse" y los ratones con alteraciones en el gen supresor de tumores p53. Con ello se incorporan al campo de la experimentación en radiobiología los avances de tecnología de manipulación genética de seres vivos, que a la larga pueden dar buenos resultados en el avance del conocimiento de los mecanismos de oncogénesis radioinducida.

El primer proyecto ha sido el denominado "Implicación de los mecanismos de reparación del ADN en la estimación del riesgo carcinogénico a dosis bajas de radiación".

Como ya se ha mencionado, para la realización de este proyecto se ha trabajado *in vivo* con ratones transgénicos del modelo denominado "Muta Mouse" que permite determinar la frecuencia de mutación inducida por exposición a radiación en un gen marcador (denominado LacZ) incorporado en el genoma del ratón, así como realizar otros estudios moleculares en los tejidos de los mismos animales.

En conjunto los resultados obtenidos indican que, en el sistema experimental utilizado, las lesiones producidas por la radiación en el ADN parecen eliminarse casi completamente del organismo vivo y por tanto que, *in vivo*, la radiación es poco mutagénica comparativamente con la capacidad que demuestra en la producción de tumores en los animales irradiados. Por consiguiente la aparición de tumores radioinducidos ha de deberse, bien a una porción residual de alteraciones genéticas no detectadas o a la aparición de otros efectos, no directamente

relacionados con lo que entendemos por mutaciones permanentes sino mas bien con modificaciones *circunstanciales*, que podrían implicar o no la estructura del ADN, pero que repercutirían en la regulación de la expresión de otras moléculas que favorecerían el crecimiento celular. Estas alteraciones no permanentes, con el paso del tiempo favorecerían, a su vez, la posibilidad de nuevas alteraciones tanto por causas endógenas como exógenas, hasta que finalmente ocurriera un cambio permanente en el comportamiento celular y sería entonces al cabo de mucho tiempo, cuando el tumor podría empezar su desarrollo.

El segundo de los proyectos realizados por el Ciemat ha sido "Estudio de los mecanismos carcinogénicos implicados en el desarrollo de anomalías hematológicas irreversibles tras exposición a dosis bajas de radiaciones ionizantes". Para la realización de este proyecto se han utilizado ratones *knockout*, es decir a los que se les ha suprimido algún gen, en este caso se ha alterado una o las dos copias del gen supresor de tumores p53.

Como resultados se ha visto que el modelo experimental de ratones heterocigotos (p53+/-) ha demostrado ser de utilidad para profundizar en el conocimiento de los efectos carcinogénicos de la radiación ionizante sobre el sistema hematopoyético. Además se han identificado parámetros de sangre periférica adecuados para ser utilizados como indicadores tempranos del proceso carcinogénico. Estos resultados podrían ser de utilidad en el estudio del riesgo carcinogénico asociado con la exposición a dosis bajas de radiación, al permitir detectar estados preneoplásicos en los animales previos al desarrollo manifiesto del cáncer.

Se han realizado también proyectos de citogenética molecular aplicada a cuestiones actuales de la radiobiología. Para ello se han utilizado técnicas de citogenética molecular complementada con sistemas avanzados de análisis digital de imagen. De este modo se presentan estudios que demuestran la existencia de regiones cromosómicas de alta sensibilidad a radiaciones ionizantes, tales como aquellas donde se alojan secuencias de ADN intersticiales. Técnicas de digestión por nucleasas demuestran que dicha sensibilidad depende posiblemente de una organización peculiar de la cromatina en dichas regiones.

Varios de los proyectos llevados a cabo han profundizado en los efectos radioinducidos valiéndose principalmente de las técnicas de FISH (hibridación fluorescente *in situ*) tal ha sido el caso del proyecto denominado "Estudio aneugénico de las radiaciones ionizantes", realizado en el Departamento de Biología Celular y Fisiología de la Universidad Autónoma de Barcelona. En este estudio no se han encontrado resultados positivos para la alteración del número de cromosomas en células embrionarias de hamster-esperma humano, tras irradiación del espermatozoide.

Otros proyectos han tratado de profundizar en el conocimiento de las técnicas de hibridación *in situ* con fluorescencia en lo que se refiere a la calibración y estandarización de las curvas de dosis-efectos y sus aplicaciones en dosimetría biológica, así como a la detección de anomalías cromosómicas mediante FISH.

En epidemiología, las tres fuentes más importantes de información sobre efectos estocásticos son los estudios de los supervivientes de los ataques nucleares de Hiroshima y Nagasaki, los pacientes expuestos a la radiación con fines de tratamiento o diagnóstico médico y algunos grupos expuestos a radiaciones o sustancias radiactivas en su trabajo.

En este contexto se está llevando a cabo el proyecto “Estudio internacional de riesgo de cáncer en trabajadores de la industria nuclear expuestos a radiaciones”. Participan en el estudio 14 países: Alemania, Australia, Bélgica, Canadá, España, Finlandia, Francia, Hungría, Japón, República Eslovaca, Suecia, Suiza, UK y USA.

El objetivo más importante de este análisis es proporcionar unas estimaciones de riesgo directas para poder compararlas con las estimaciones realizadas a partir de la extrapolación de estudios de los supervivientes de bombas atómicas y de otras poblaciones que han recibido dosis altas de radiaciones ionizantes.

Los datos incluyen trabajadores de todas las centrales nucleares así como de Enresa y Enusa. La dosis acumulada del 69% de los trabajadores de la cohorte es menor de 10 mSv, y el porcentaje de trabajadores con dosis acumuladas de 50 mSv es de un 2%. En la sede del IARC, los datos de la cohorte española se han sometido a diversos tests de validación. Esta misma tarea se ha estado realizando con los datos enviados por Canadá, Finlandia y la República Eslovaca que junto con España son los países que hasta el momento han completado la recopilación de sus datos y los han enviado al IARC. Así mismo están virtualmente completas y a punto de ser enviadas al IARC las cohortes de Bélgica Suiza y Reino Unido, según datos aportados por el propio IARC. El análisis de los datos conjuntos de los países participantes lo realizará el IARC tal como estaba programado, una vez que se hayan recibido los datos de todo el conjunto de países participantes y estos hayan pasado los tests de validación correspondientes.

4.7. Dosimetría interna

Las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica referentes a la incorporación de radionucleidos en el organismo derivadas de la Publicación 60 del ICRP han supuesto un cambio importante con referencia a las actuales recomendaciones recogidas en la legislación española. Dicho cambio se manifiesta en tres importantes modificaciones:

- a) Reducción del límite anual de dosis sobre el que se basa la determinación de la máxima incorporación anual de radionucleidos, de 50 mSv/año a 20 mSv/año.
- b) Introducción de cinco grupos de edad para el cálculo de dosis a la población y un grupo para trabajadores.
- c) Extensión del límite de integración del público de 50 a 70 años.

El actual modelo del ICRP-30 para la determinación de las dosis internas producidas por la incorporación al organismo de radionucleidos vía inhalación o ingestión podía acometer sin problemas los cambios derivados de los apartados a y c, pero no así al b puesto que dicho modelo es estrictamente válido para trabajadores y no ha sido desarrollado para ser aplicado a las exposiciones de miembros de la población.

Adicionalmente, 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 en 1995.

Este modelo pulmonar, conocido desde entonces como ICRP-66, fue adoptado por la Unión Europea en la Directiva de Protección Radiológica 96/29/Euratom aprobada el 13 de mayo de 1996 y que deberá ser incorporada en la legislación española antes del año 2.000.

El modelo metabólico pulmonar de ICRP-66 reproduce con más fidelidad que el anterior modelo de ICRP-30, la deposición en pulmones y la 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 los trabajadores; lo que es deseable y necesario a la vista de la reducción de los límites de dosis de la nueva Directiva.

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 alfa y beta. Muchas de estas exposiciones internas implican la evaluación de las dosis a través de métodos indirectos, llamados *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, toma de muestras biológicas, análisis de las mismas e interpretación de resultados en términos de actividad incorporada.

Como consecuencia de lo indicado con anterioridad se estimó necesario emprender un proyecto de investigación, englobado dentro del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, cuyos objetivos principales serían los siguientes:

- 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 *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 sistemas de detección de la contaminación interna mediante medida directa de la radiactividad corporal (Contadores de Radiactividad Corporal-CRC) existentes en las centrales nucleares españolas.
- Elaboración de procedimientos de actuación para medidas indirectas (*in vitro*) para el caso de exposición interna a emisores fundamentalmente alfa y beta.

Dicho proyecto se inició con fecha de 22 de julio de 1998 mediante la firma del correspondiente acuerdo de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Unesa. Los resultados esperados a la fecha de finalización del mismo son los que figuran a continuación:

a) Programa informático entorno Windows

Programa informático sujeto a control y garantía de calidad, con guía de usuario y documento de bases y referencias bibliográficas, adaptable a los ordenadores tipo PC de los contadores de radiactividad corporal disponibles en las centrales.

El programa permitirá el tratamiento gráfico de datos y la interpretación de los resultados de un programa de bioensayos tanto de medidas *in vitro* como *in vivo*, así como el

análisis de datos de incorporaciones únicas o crónicas, inhalación o ingestión y absorción de actividad a través de heridas.

Dicho programa determinará, para cada caso las funciones de retención y/o excreción aplicables, la incorporación en términos de dosis efectiva y/o dosis equivalente comprometida, los porcentajes de los niveles de registro e investigación que sean de aplicación generará un informe de salida de resultados y un archivo de registro con todas las variables necesarias para poder realizar una evaluación independiente o reevaluación posterior de las dosis obtenidas.

- b) Manual de procedimientos para la actuación en caso de incorporaciones internas de emisores alfa y beta

Este manual incluirá los procedimientos de control de la exposición interna de dichos emisores y la obtención subsiguiente de muestras biológicas, análisis radioquímico de muestras de heces y orina e interpretación de resultados en términos de incorporación, dosis comprometida y dosis efectiva en caso de exposición interna a emisores alfa, beta y gamma.

Para la realización de este manual se cuenta con la colaboración del Servicio de Dosimetría Interna del Ciemat.

4.8. Dosimetría electrónica

El desarrollo y mejora constante de los dosímetros personales electrónicos de lectura directa en los últimos tiempos suscita un interés creciente. En el mismo sentido, la reducción de los límites de dosis actualmente vigentes y la introducción del concepto de restricción de dosis dentro del principio ALARA, recogidos en las Normas Básicas de Protección Radiológica de la Unión Europea (Directiva 96/29/Euratom), confieren una mayor relevancia a la vigilancia ocupacional y en particular a los nuevos sistemas dosimétricos.

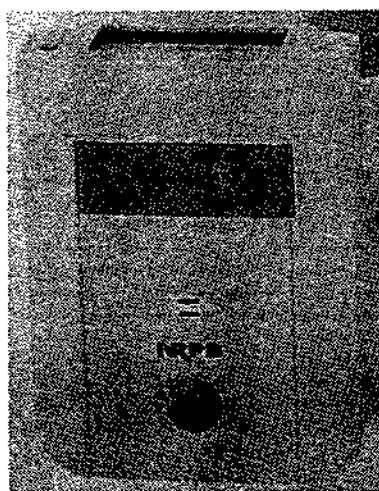


Figura nº 21. Dosímetro electrónico personal.
(Fuente: Catálogo de productos Siemens)

En este contexto el CSN y el Instituto de Técnicas Energéticas de la Universidad Politécnica de Catalunya (INTE-UPC) firmaron el 28 de febrero de 1998 un convenio de colaboración para llevar a cabo un estudio sobre dosímetros personales de lectura directa tipo electrónico y el establecimiento de criterios para su aceptación. Dicho proyecto forma parte del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa 1998.

El desarrollo del proyecto se inició en marzo de 1998 y ha finalizado en mayo de 1999. De acuerdo con las actuaciones previstas se han elaborado los siguientes documentos:

- Informe preliminar, en el que se presenta un resumen de la normativa vigente de interés, una propuesta de desarrollo del proyecto y un calendario de su realización.
- Informe de las características técnicas y de diseño de los nueve sistemas dosimétricos participantes en este estudio.
- Protocolo para la verificación y calibración de dosímetros personales electrónicos de lectura directa, para la medida de dosis y tasa de dosis equivalentes personales Hp (10) y Hp (0.07) debidas a radiaciones X, gamma y beta.
- Protocolo para la verificación y calibración de dosímetros personales electrónicos de lectura directa para la medida de dosis y tasa de dosis equivalentes personales Hp (10) debida a radiación X y gamma.
- Programa de ensayos elaborado a partir del protocolo. Dicho programa ha sido llevado a cabo durante los meses de julio de 1998 a febrero de 1999.
- "Informe final del estudio de dosímetros personales electrónicos de lectura directa" donde se presentan los principales resultados de los estudios realizados y un análisis de los mismos.

Las previsiones de cara al futuro son establecer, a partir de la documentación generada y de los resultados del estudio realizado, los criterios de aceptabilidad aplicables a los dosímetros de lectura directa de cara a su utilización por los trabajadores profesionalmente expuestos en España.

5. Desarrollo regulador y normativo

5. Desarrollo regulador y normativo

5.1. Visión general

Dentro de las actividades realizadas por el CSN se destacan las siguientes:

Aquellas derivadas de la transposición de las directivas del consejo de la UE que afectan a las competencias del organismo y muy especialmente, por su grado de implicación, la transposición de la directiva de normas básicas de radioprotección que dará lugar al Reglamento de Protección Radiológica actualmente en fase de borrador del que se realiza más adelante un resumen de las novedades más destacables que contiene.

Aquellas en las que ha participado, y participa, con el objetivo de adaptar y mejorar el cuerpo normativo a la experiencia adquirida y nuevas realidades.

Por último se mencionara que, a raíz de la nueva Ley 14/1999, de 14 de mayo, de tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN, éste ha sido facultado para dictar por propia iniciativa normas de obligado cumplimiento (circulares e instrucciones de carácter técnico) además de las guías de carácter recomendatorio que venían publicándose .

Entre las actividades desarrolladas por otros organismos internacionales cabe destacar que el OIEA continua el proceso iniciado en 1995 para reelaboración de todos los documentos relacionados con la seguridad, a fin de armonizar su estructura, formato y contenido

5.2. Actividades del CSN

5.2.1. Transposiciones

- Trasposición de la Directiva 96/29/EA relativa a *Normas básicas de protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes* . Dicha incorporación al derecho interno, que habrá de realizarse antes del 13 de mayo del 2000, implica una revisión del vigente Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes de 1992.
- Trasposición de la Directiva 97/43/EA sobre *Protección radiológica en exposiciones médicas*, que deroga desde el 13 de mayo del 2000 la Directiva 84/466/EA sobre la misma materia. Dicha trasposición va a implicar la modificación del RD 2071/95 sobre Garantía de Calidad en Radiodiagnóstico, de 22 de diciembre.
- Trasposición de las Directivas 1999/2/CE y 1999/3/CE sobre *Alimentos e ingredientes alimentarios tratados con radiaciones ionizantes y Lista comunitaria de los mismos* . La incorporación al derecho estatal habrá de hacerse el 20 de septiembre del 2000 y el 20 de marzo del 2001 respectivamente.

Respecto a los proyectos que se indican a continuación, el CSN ha participado, bien en los estudios internos previos, bien en la redacción de la propuesta reglamentaria correspondiente, bien en las discusiones sobre su contenido coordinadamente con otros ministerios y organismos afectados:

- Proyecto de Real Decreto regulador del nuevo *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*. El CSN ha participado activamente en el documento originario que dio origen a la propuesta y formulando observaciones a los comentarios emitidos por los departamentos ministeriales o en la fase de audiencia.
- Revisión puntual del Real Decreto 1891/1991 sobre *Instalación y utilización de equipos de rayos X con fines diagnósticos*.
- Revisión del *Plan básico de emergencia nuclear*, ampliándose los estudios a la problemática de las intervenciones generales.
- Proyecto de norma sobre *Declaración, vigilancia y control de material radiactivo en la industria de reciclado de chatarra*. En discusión en el ámbito del MINER.
- Revisión del Acuerdo de Consejo de Ministros de 31 de mayo de 1993, sobre *Información al público sobre las medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica*. Trabajos coordinados CSN-Ministerio de Interior.
- Modificación del *cuadro sancionador de la Ley 25/1964*, según redacción dada por la Ley del Sector Eléctrico.
- Revisión *Resolución del CSN* de 5 de noviembre de 1992.

Se han elaborado nuevas guías de seguridad. Estas contienen los métodos recomendados por el CSN, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente. Estas guías no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos de las mismas, siempre que estén debidamente justificados.

Desde el año 1996 se ha trabajado en la publicación de las siguientes guías:

- | | |
|-----------|--|
| GSG-01.10 | Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares. |
| GSG-05.12 | Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas. |
| GSG-05.14 | Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial. |
| GSG-10.9 | Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares. |

5.2.2. Reglamento de protección radiológica y guías de seguridad que lo desarrollan

Con el objeto de transponer a nuestra legislación la Directiva 96/29/Euratom, del 13 de mayo de 1996, sobre las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los peligros que resultan de las radiaciones ionizantes, se ha constituido un grupo de trabajo interministerial, liderado por el Ministerio de Industria y Energía y en el que participan además representantes de los Ministerios de Sanidad y

Consumo, Trabajo y Asuntos Sociales e Interior (a través de la Dirección General de Protección Civil) y del CSN. En este grupo se ha encargado a los representantes del CSN la elaboración de las propuestas de borradores del nuevo texto del Reglamento de Protección Radiológica y el estudio de las implicaciones en aquellos otros documentos de carácter legal y técnico.

El último de estos borradores del Reglamento de Protección Radiológica (RPR), se estructura en nueve títulos (71 artículos) y cinco apéndices (tabla 1).

La principales novedades de este Reglamento respecto al aún vigente en relación con el sistema de protección aplicado a las prácticas, se establecen en coherencia con la Directiva 96/29/ Euratom y la ICRP-60, y son las siguientes:

- Introducción de los términos “práctica”, en sustitución de instalaciones y actividades, y “titular de la práctica”, en sustitución del titular de la instalación o actividad.
- Revisión de los principios generales de justificación, optimización y limitación de dosis.

En relación al primer principio es “el promotor” de una nueva clase o tipo de práctica el responsable de justificarla ante la autoridad competente que decidirá sobre su adopción con el informe preceptivo del CSN. Además, será el CSN el que proponga que se realice la revisión de la justificación de prácticas existentes, siempre que surjan nuevas e importantes evidencias sobre su eficiencia y consecuencias.

Aunque en el borrador del RPR se introduce el concepto de “restricción de dosis” asociado al principio de optimización, está sin especificar en qué casos hay que aplicar estas restricciones, los criterios para establecerlas y los valores a adoptar.

En el RPR se ha optado por adoptar los límites de dosis establecidos en la directiva, aunque en ella se permite que se adopten límites más estrictos (tabla 2).

- Incorporación, al igual que en la directiva, de las definiciones de magnitudes y unidades (dosis efectiva y dosis equivalente), así como de los factores de ponderación de la radiación y tisular, y factores de conversión de dosis por unidad de incorporación para ingestión e inhalación recomendados por ICRP. Los valores y relaciones para la estimación de la dosis efectiva y equivalente se encuentran en los Apéndices II y III.
- Las operaciones especiales planificadas contempladas en el reglamento vigente, pasan a denominarse exposiciones especialmente autorizadas, estableciéndose requisitos más estrictos para su autorización, que se realizará caso a caso, por el CSN.
- La clasificación de zonas se establece en base a criterios cuantitativos y criterios cualitativos (zona controlada será aquella en la que se puedan recibir dosis superiores a 6 mSv/año o sea necesario seguir procedimientos de trabajo específicos) teniendo en cuenta la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales.
- El criterio de clasificación de los trabajadores expuestos se mantiene, sin embargo, al modificarse los límites anuales de dosis, se reduce el valor numérico para la distinción entre trabajadores de categoría A y B (se reduce de 15 mSv a 6 mSv al año).
- Los requisitos respecto a la vigilancia médica se han simplificado para los trabajadores de categoría B, eliminando la necesidad de que la realice un Servicio Médico Especializado.

- El período de tiempo durante el cual se tienen que conservar el registro de los resultados de la vigilancia dosimétrica y médica, se amplía hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado los 75 años, aunque en ningún caso menos de 30 años a partir de la conclusión del trabajo expuesto a radiaciones ionizantes.
- En lo referente a la formación e información de los trabajadores expuestos, aprendices y estudiantes, se especifican sólo los requisitos y principios generales, no incluyendo la lista exhaustiva de todos los aspectos que abarca la misma.
- El principal cambio en lo concerniente a la protección de la población en situación normal, se refiere a la necesidad de estimar las dosis de forma tan realista como sea posible para el conjunto de la población y para los grupos de referencia.

Dos temas que merecen títulos independientes son las intervenciones y la radiación natural. El tema de intervenciones (actividades humanas que evitan o reducen la exposición) no es totalmente nuevo, pero presenta importantes novedades:

- Distinción entre la intervención en caso de emergencia radiológica asociada a las exposiciones potenciales y la intervención en caso de exposición perdurable, como consecuencia de efectos residuales de una situación de emergencia radiológica o de prácticas o actividades laborales ejercidas en el pasado.
- La aplicación específica del sistema de protección radiológica se basa en los principios de justificación y optimización. En cambio, no se aplican los límites de dosis de trabajadores expuestos en caso de intervención en emergencia radiológica, aunque sí serán de aplicación en caso de intervención en situaciones de exposiciones perdurables. Se precisa que el CSN establecerá niveles de intervención basados en "dosis evitada", que constituirán indicaciones para determinar en qué situaciones resulta apropiado realizar una intervención, y también establecerá los niveles de exposición ocupacional en las situaciones de emergencia.
- Las actuaciones a llevar a cabo en situaciones de emergencia radiológica serán las establecidas en los Planes de Emergencia Interior y en los Planes de Intervención establecidos al efecto por la Dirección General de Protección Civil, con el asesoramiento del CSN.
- En el caso de intervención en situación de exposición perdurable será la administración competente, previo informe del CSN, quien deberá llevar a cabo las actuaciones oportunas. Faltaría por definir los organismos e instituciones encargados de intervenir en este tipo de situaciones.

El tema de la "radiación natural" es el más novedoso y al mismo tiempo es el que está planteando en España mayores dificultades para su transposición. Esto se debe, en parte, a que el texto europeo es bastante flexible, ya que deja libertad a las autoridades nacionales decidir si exigen aplicar dispositivos de vigilancia y cuando sea necesario aplicar acciones correctoras o medidas de protección radiológica, así como la extensión de las mismas. Además, hay pocas recomendaciones o guías en el ámbito europeo e internacional sobre el tema. Aunque es cierto que se está trabajando dentro de diversos grupos de expertos europeos para ayudar a la transposición de la directiva en este aspecto, hasta ahora sólo se ha publicado uno de estos trabajos, Radiation Protection 88.

Por otra parte, en nuestro país en el tema de radiación natural están implicadas instituciones y organismos de las distintas administraciones públicas con competencias no claramente delimitadas, y es necesaria una coordinación, colaboración y consenso entre ellos.

A esto se le añade la prudencia con la que hay que tratar el tema para:

- 1) No crear alarma social infundada.
- 2) No dañar los distintos sectores económicos, imponiendo unas condiciones y dispositivos de vigilancia excesivos, que incluso puedan hacer inviables muchas de las actividades laborales que actualmente se están desarrollando en nuestro país.
- 3) Evitar que resulte en un número excesivo de actividades que debieran estar sujetas a control regulador, de forma que sea difícilmente manejable y conduzca a un programa impracticable.

En el contexto de esta revisión del Reglamento de Protección Radiológica para adaptarlo a la Directiva 96/29/Euratom, se han identificado temas que podrían ser objeto de Guías de Seguridad del CSN a fin de desarrollar en detalle algunos aspectos que faciliten la aplicación de las disposiciones establecidas en el Reglamento, y por tanto en la Directiva. Estas Guías de Seguridad son:

- *Optimización de la exposición a prácticas*: que desarrolle de forma explícita y detallada cómo realizar los estudios de optimización.
- *Restricción de dosis*: que contenga los casos en los que hay que aplicarlas, los criterios para establecerlas y los valores a adoptar.
- *Operaciones especialmente autorizadas*: que defina los criterios para establecer los niveles máximos de exposición y el procedimiento administrativo para autorizar, caso por caso, este tipo de exposiciones.
- *Exposiciones potenciales*: análisis probabilistas de riesgos en todo tipo de instalaciones, incluyendo las radiactivas, a mayor nivel de lo que se ha hecho actualmente.
- *Formación en protección radiológica para trabajadores expuestos, aprendices y estudiantes*: que desarrolle el tema de formación e información de los trabajadores, incluyendo los aspectos y programas de formación.
- *Límites derivados: LIA's y LDCA's*. En la directiva y en el reglamento no vienen estos límites, sino que lo que se recoge en los apéndices son los factores de conversión por ingestión e inhalación recomendados por la ICRP. Debido al uso operativo de estos límites, podría ser oportuno calcularlos ajustados a los nuevos límites de dosis e incluir los valores en una Guía del CSN.
- *Estimación de dosis para el conjunto de la población*: que desarrolle cómo estimar la dosis, de la forma más realista posible, para la población en su conjunto y recoja las orientaciones dadas sobre este tema a nivel europeo.
- *Protección radiológica en intervención*: conteniendo además los límites ocupacionales y los niveles de intervención.
- *Actividades laborales con exposición a la radiación natural*: criterios para identificar las actividades laborales que puedan constituir motivo de preocupación y para determinar cuáles de ellas deban estar sujetas a control; orientaciones en cómo se deben realizar y

qué deben contener los estudios encaminados a identificar en qué situaciones existe un incremento significativo de la exposición a la radiación natural; criterios para decidir cuáles de estas actividades laborales deberán estar sujetas a control y definir cuáles se considerarán como intervenciones y cuáles como prácticas.

Tabla 1

Estructura del Borrador del Reglamento de Protección Radiológica

Título I	Disposiciones generales
Título II	Justificación, optimización y limitación de dosis para prácticas
Título III	Estimación de dosis efectiva
Título IV	Principios fundamentales de protección operacional de trabajadores expuestos aprendices y estudiantes para prácticas
Título V	Medidas fundamentales de vigilancia para la protección radiológica de la población en circunstancias normales
Título VI	Intervenciones
Título VII	Incremento significativo de la exposición debida a fuentes naturales de radiación
Título VIII	Inspección
Título IX	Régimen sancionador
Disposiciones adicionales	
Disposición derogatoria	
Disposición final	
Apéndice I	Definiciones
Apéndice II	Estimación de dosis por exposición externa
Apéndice III	Estimación de dosis por exposición interna
Apéndice IV	Señalización de zonas
Apéndice V	Sectores industriales donde podría existir incremento significativo a la exposición a la radiación natural

Tabla 2

Límites de dosis

Aplicación	Operacional	Público
<i>Dosis Efectiva</i>	100 mSv durante todo período de 5 años naturales consecutivos, sujeto a 50 mSv en cualquier período anual	1 mSv ¹
<i>Dosis equivalente</i>		
Cristalino	150 mSv	15 mSv
Piel (1cm)	500 mSv	50 mSv
Extremidades	500 mSv	
<i>Protección especial</i>		
Dosis equivalente feto:	1 mSv desde comunicación hasta final embarazo	

(1) En circunstancias especiales se podrá autorizar un valor superior en un único año, siempre que el promedio en 5 años no supere 1 mSv/año

5.3. Actividades de otras instituciones

5.3.1. Normas de protección radiológica de la Unión Europea

El 13 de mayo de 1996, el Consejo de la Unión Europea (UE) aprobó la Directiva 96/29/Euratom por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes.

El texto de esta directiva se estructura en diez títulos (57 artículos) y tres anexos. En el Artículo 55, se establece que los estados miembros pondrán en vigor las disposiciones legales, reglamentarias y administrativas necesarias para dar cumplimiento a la misma antes del 13 de mayo de 2000.

Para ayudar a los estados en esta transposición, el grupo de expertos del Artículo 31 de Euratom está trabajando y elaborando guías sobre aquéllos temas más problemáticos, novedosos y/o que necesitan un consenso a nivel europeo.

El primero de estos trabajos es la *Communication from the Commission concerning the implementation of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of the workers and the general public against the dangers arising from ionising radiation*, publicada en febrero de 1998 (COM(1998) 87 final). En esta comunicación se hace un repaso de los títulos de la directiva, comentando algunos de los artículos dentro de los mismos, así como se explicita las áreas en las que el grupo de expertos del Artículo 31 está preparando las Guías Técnicas y que son las siguientes:

- En la directiva, si bien se recogen los valores de exención en términos de actividad y concentración de actividad para cada radionucleido (Anexo I), no se dan los valores para la desclasificación, dejando libertad a los estados para establecer estos niveles. Desde el punto de vista del mercado internacional, es necesaria una aproximación uniforme y armonizada sobre el establecimiento de estos niveles. En este sentido ha surgido la Radiation Protection 89: *Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations* (1998).
- El texto europeo introduce el concepto de “restricción de dosis” asociado al principio de optimización. Aunque se ha redactado una guía sobre este tema (*Considerations on the Concept of Dose Constraint*, París 1996) por un grupo de trabajo formado por expertos de OCDE/NEA y del Artículo 31 de Euratom, sigue siendo un tema en estudio en cuanto a su alcance y aplicación.
- En el área de la exposición debida a fuentes naturales de radiación se ha publicado la guía Radiation Protection 88: *Recommendations for the Implementation of Title VII of the European Basic Safety Standards Directive (BSS) Concerning Significant Increase in Exposure due to natural Radiation Sources* (1997). Hay otras guías y recomendaciones en estudio más o menos avanzado y otras pendientes de la aprobación final.
- En lo concerniente a la protección de la población en situación normal, la directiva exige la necesidad de estimar las dosis de forma tan realista como sea posible para el conjunto de la población y para los grupos de referencia. Este es otro tema en estudio en el seno del Grupo de Expertos del Artículo 31 de Euratom, ya que no es simple y debe de haber un consenso a nivel europeo.
- En el terreno de la intervención en caso de emergencia radiológica la Comisión ha publicado, con el apoyo del Grupo de Expertos del Artículo 31 del Tratado de Euratom, una guía sobre *principios de protección radiológica para las contramedidas de emergencia para proteger al público en el caso de escape accidental de material radiactivo*. (Radiation Protection 87, 1997).

5.3.2. OIEA

5.3.2.1. RASSAC

RASSAC es el comité encargado de suministrar asesoramiento al Secretariado del OIEA en el desarrollo y revisión de las normas de seguridad radiológica (Safety Standard Series) del organismo, dentro del Programa RASS (Radiation Safety Standards). Entre 1996 y 1998 se llevó a cabo el primer ciclo de trabajos del comité en su constitución original. En 1999 ha comenzado el segundo período de trabajos, y se ha modificado la composición de países con representación en el mismo. En la actualidad está constituido por representantes de organismos reguladores de 19 países miembros del OIEA; a las reuniones del comité asisten como observadores representantes de siete organizaciones internacionales.

En el ámbito inmediato de responsabilidad del comité existen los siguientes documentos:

- *Fundamentos de Seguridad*
Protección Radiológica y Seguridad de fuentes de radiación (SS120).

- *Requisitos de Seguridad*

Normas Básicas de Seguridad para la Protección contra las Radiaciones Ionizantes y la Seguridad de las fuentes de Radiación, (BSS), (SS115).

Requisitos para la preparación y respuesta en emergencias nucleares y radiactivas (nuevo documento).

- *Guías de Seguridad*

Se han definido hasta la fecha 17 documentos agrupados bajo tres epígrafes: Temas Generales; Prácticas (ámbito ocupacional, médico y público) e Intervenciones (exposición crónica y emergencias). De dichos documentos, doce se consideran temas nuevos, dos constituirán la revisión de documentos existentes y los tres restantes son documentos publicados con anterioridad.

En el proceso previo de análisis y racionalización de documentos, se recomendó que parte de los considerados en principio como posibles guías de seguridad, se publicasen como informes de seguridad en la serie de igual denominación (Safety Reports Series), como documentos técnicos (TECDOCs), o como material de trabajo. Todo ello, dado que, la serie de Normas de Seguridad, donde se encajan las Guías, debe contener sólo publicaciones con propósito y estilo regulatorio.

Durante el período de trabajo se ha producido el siguiente avance en los documentos:

- *Requisitos de seguridad*

Se está desarrollando un nuevo documento en el ámbito de la preparación y respuesta ante las emergencias con el fin de armonizar las actuaciones en los distintos campos.

- *Guías de Seguridad*

Se han finalizado los trabajos, y se prevé la publicación en 1999, de un grupo de tres guías que contienen aspectos relativos a la protección radiológica ocupacional. La primera fija las bases para el establecimiento de un programa efectivo de protección de los trabajadores y se complementa con otras dos que suministran requisitos específicos para la evaluación de la exposición externa y contaminación interna de los trabajadores. Estas guías se complementarán con otra relativa al control integrado de las exposiciones debidas a radiación natural y artificial en la minería y procesamiento de materias primas.

Se está desarrollando una nueva guía para ayudar a los estados miembros en el establecimiento de la infraestructura reguladora adecuada a lo requerido por las normas básicas de seguridad.

La seguridad de los productos de consumo que contienen material radiactivo es el objeto de otra guía que, si bien, se encontraba en una fase muy avanzada, está siendo objeto de consideración adicional para asegurar su consistencia con el contenido de la guía sobre exención que también está siendo revisada. Esta nueva guía también considerará los principios de exclusión y desclasificación.

Se está elaborando una nueva guía a fin de desarrollar los requisitos de las BSS respecto a la seguridad de las fuentes incluyendo la revisión de un *safety report* sobre exposiciones potenciales.

Los aspectos relativos a la protección de los pacientes durante la exposición con fines médicos, se están recogiendo en una guía que es copatrocinada por los principales organismos sanitarios internacionales.

Como parte del programa general para combatir el tráfico ilícito de materiales radiactivos, se ha desarrollado una guía, copatrocinada por la Organización Mundial de Aduanas, para ayudar en el control fronterizo de dichos materiales.

Los requisitos de formación y entrenamiento contemplados en las BSS para el personal relacionado con el manejo de material o residuos radiactivos, está siendo contemplado en una guía que además incluye programas para la formación post-grado en seguridad y protección.

Una nueva guía que cubre todos los aspectos de planificación en la respuesta a las emergencias incluirá la revisión de la guía existente, que se desarrolló en paralelo a las BSS; también incorporará y reemplazará otras guías algunas de las cuales están incluidas en la serie de seguridad nuclear. Otra nueva guía versará sobre la preparación de emergencias nucleares y radiológicas y a su vez incorporará la revisión de guías publicadas.

Como consecuencia de los trabajos desarrollados y los previstos, se espera conseguir un conjunto coherente y consistente de documentos, no sólo en lo que respecta a la serie RASS, sino también en cuanto a los documentos del resto de las series que contienen algún aspecto relacionado con la protección radiológica.

5.3.2.2. TRANSSAC

El comité asesor sobre normas de seguridad en el transporte (TRANSSAC), del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), juega un papel importante en la coordinación de los esfuerzos de los estados miembros y organismos internacionales en el desarrollo y mantenimiento de los documentos relativos a las regulaciones de transporte.

En este ámbito, el principal documento es el *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos*. Con objeto de mantener este Reglamento al corriente de las innovaciones científicas y tecnológicas y en base a la experiencia operacional adquirida, el OIEA en consulta con los estados miembros y las organizaciones internacionales competentes, lleva a cabo con regularidad revisiones del mismo, que dieron lugar a la última edición en diciembre de 1996 (Guía ST-1). En este proceso de revisión ha estado presente el Consejo de Seguridad Nuclear a través del personal de su cuerpo técnico.

Dada la importancia de que exista una uniformidad en los requisitos aplicables al transporte de material radiactivo a nivel mundial y a raíz de las conclusiones de la *Convención sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos* (Viena, 5 de septiembre de 1997), el OIEA está desarrollando una intensa política de promoción del Reglamento en todos sus estados miembros e incluso en aquellos que no lo son. Actualmente el Reglamento ha sido adoptado en más de 60 estados miembros del OIEA y sus disposiciones se han incluido en muchos acuerdos y reglamentaciones internacionales para todas las modalidades de transporte de material radiactivo, lo que ha permitido alcanzar un nivel muy elevado de seguridad en el transporte a nivel mundial.



Figura nº 22. Estados miembros que han adoptado el Reglamento para el transporte. (Fuente: Revista trimestral del Organismo Internacional de la Energía Atómica)

Desde la publicación de la ST-1 se está trabajando intensamente, bajo los auspicios del OIEA y con el empuje del TRANSSAC, para su implantación al unísono en las reglamentaciones internacionales de los diferentes modos de transporte. El objetivo es su puesta en vigor a principios del año 2001.

Además, en la última reunión del TRANSSAC celebrada en abril de 1999, se ha aprobado finalmente el nuevo programa de revisión del Reglamento, que introduce una diferencia significativa frente a los anteriores procesos: se establece un programa de revisión basado en ciclos de dos años; es decir cada dos años se publicará una revisión del reglamento. Toda propuesta de cambio pasará por un análisis o control, que será más o menos exhaustivo según se trate de cambios menores o mayores. De acuerdo al procedimiento aprobado será previsible que los cambios menores se introduzcan cada dos años. En cuanto a los cambios mayores, si es posible también se introducirán a los dos años de su propuesta y si no en el ciclo siguiente (a los cuatro años) y así sucesivamente. Este sistema obligará a un gran esfuerzo y agilidad de los organismos internacionales para la implantación de las sucesivas revisiones en las diferentes reglamentaciones y así el Consejo de Seguridad Nuclear tendrá que colaborar significativamente en el proceso, junto con los demás organismos competentes en materia de transporte.

Una preocupación en el seno del TRANSSAC es el grado de complejidad que está adquiriendo el Reglamento y que se multiplica al ser trasladado a los reglamentos internacionales que no son específicos para la materia radiactiva, ya que aplican a todas las mercancías peligrosas. En este sentido el Comité ha instado a la remisión de propuestas para la simplificación del Reglamento, no en cuanto a eliminar requisitos, sino para hacerlo más manejable. Asimismo, en la definición del procedimiento de revisión para los próximos años, TRANSSAC ha subrayado la importancia de que las propuestas de cambios vayan acompañadas de una adecuada justificación, que incluya un análisis coste/beneficio de las propuestas presentadas, fundamentalmente en el caso de cambios de importancia.

5.3.2.3. WASSAC

WASSAC (*Waste Safety Standards Advisory Committee*) es el comité encargado de supervisar el desarrollo del programa RADWASS (*Radioactive Waste Safety Standards Programme*) cuyo objetivo es elaborar una colección completa y coherente de normas sobre seguridad en la gestión de los residuos radiactivos que se estructuran jerárquicamente en Fundamentos de Seguridad, Requisitos de Seguridad y Guías de Seguridad.

Para profundizar en algunos asuntos de carácter muy específico, WASSAC cuenta con la colaboración de dos grupos de expertos: uno sobre "Principios y criterios para la evacuación de residuos radiactivos" y otros para "Residuos de muy baja actividad."

El comité fue creado en 1996 y estaba constituido por 15 representantes de otros tantos organismos reguladores en su primera etapa que finalizó el 31 de diciembre de 1998. Como resumen de esta etapa, el Comité ha emitido un informe titulado *Three years report of WASSAC* en el que se describe con detalle las actividades desarrolladas, entre las que caben destacarse: la revisión y aprobación para su envío a comentarios de los estados miembros del OIEA de ocho documentos (dos Requisitos de seguridad y seis Guías de Seguridad), seis de los cuales han sido aprobados para su presentación a la ACSS. El comité ha revisado otros cuatro documentos cuya aprobación está aún pendiente.

El comité ha iniciado una nueva etapa para la que ha ampliado su composición y tiene previsto continuar con la elaboración de los documentos del programa RADWASS, prestando especial atención a los siguientes temas: gestión de la salida de materiales del control regulador, almacenamiento geológico, recuperabilidad, almacenamiento a largo plazo, residuos procedentes de la minería y la extracción del uranio y el torio, radiactividad natural, rehabilitación de zonas y edificios, protección del medio ambiente y sistemas de gestión de la calidad ambiental.

5.3.2.4. A.C.S.S.

Un grupo de trabajo formado por el Reino Unido, Canadá, Francia, Corea, España y Suecia, en nombre y en representación de los demás estados miembros del comité ACSS, han examinado en el mes de mayo el programa de desarrollo normativo de la OIEA, avances y metodología empleada, de acuerdo con el deseo de la reunión del ACSS de 1998. Como resultado se han alcanzado diversas recomendaciones, que fueron aprobadas por unanimidad en la reunión plenaria del ACSS de mayo de 1999.

Las recomendaciones obtenidas se pueden resumir del siguiente modo:

1. Es necesario mejorar el trabajo del ACSS, vista la importancia que los estados miembros asignan al Programa de Guías de Seguridad del OIEA, así como la supervisión de los documentos que se remiten a su consideración por los cuatro comités subordinados NUSSAC, WASSAC, TRANSSAC y RASSAC. Deberá, también, mejorarse la relación con el director general para la mejor transmisión de sus opiniones en materias de seguridad que afectan a dicho programa, y la coordinación con el INSAG, siguiendo las iniciativas del informe BIRKHOFER. Se estima que debe haber reuniones entre ambas partes, llevando el INSAG la iniciativa para identificar y recomendar los aspectos de

seguridad nuclear a tener en cuenta para el futuro. El ACSS determinaría cómo tales aspectos deberían ser cubiertos, teniendo en cuenta el plan estratégico del Programa de elaboración de Guías de Seguridad.

2. Se debe constituir un pequeño *bureau*, seleccionado entre los miembros del ACSS, con objeto de preparar de la manera más eficaz el trabajo de sus reuniones, aumentando la frecuencia de las mismas, al menos a dos por año, así como resolver los problemas que necesiten aclaración o modificación de documentos en las propias reuniones del ACSS, y no mediante correspondencia.
3. Se deberá ejercer una mayor vigilancia sobre el trabajo de los comités, dando instrucciones para que todos ellos funcionen del modo más transparente, coordinado y homogéneo posible. Se deberá intervenir con mayor detalle en la definición del Programa de Guías y marcar los objetivos estratégicos globales para su elaboración, y las prioridades, teniendo en cuenta el futuro y la calidad de las diferentes Guías. Se deberá, asimismo, seguir con mayor detalle el proceso de recogida, consideración y tratamiento de los comentarios y observaciones que formulen los diferentes estados miembros.
4. Se debe ampliar el Programa con las siguientes materias: diseño de nuevos sistemas de reactores; *backfitting* de las plantas existentes en relación con la aparición de nuevas normativa; guías sobre "cultura de seguridad", impacto de cambios organizativos en la seguridad, garantía de calidad, guías sobre el ciclo del combustible, almacenamiento y recuperación de residuos radiactivos a largo plazo, utilización de contratistas por la industria nuclear.
5. Se deberá elaborar y publicar un informe anual sobre los progresos alcanzados en el Programa, redactado por el OIEA, tras conocimiento y observaciones del ACSS.

En el año 1999 se han presentado a la consideración del ACSS las cuatro guías siguientes, aprobándose tres de ellas:

- *Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety (NS 180)*. Se hacen modificaciones a los puntos 608, 609 y 612 de la página 14. Después de amplia discusión se suprimen los apéndices a propuesta del representante español.
- *The Safety of Nuclear Power Plants: Operation (NS 179)*.
- *The Safety of Nuclear Power Plants: Design (NS 181)*. Se retiró del orden del día a propuesta de NUSSAC.
- *Predisposal Management of Radioactive Waste, including Decommissioning (NS 152)*.

En relación con el estado de elaboración de Guías y las previsiones futuras, se hace notar el olvido por los comités de las prioridades marcadas en la primera reunión del ACSS, así como la baja tasa de producción anual de documentos. Es necesario mejorar la redacción y el contenido de las Guías, que deben ser precisas, teniendo en cuenta que deben satisfacer las necesidades de los estados miembros, buscando el mayor consenso entre los estados miembros desarrollados. Se debe abandonar la idea de que el objetivo del Programa es desarrollar guías para estados miembros en vías de desarrollo.

6. Conclusiones y recomendaciones

6. Conclusiones y recomendaciones

Hay que reconocer que en muchos casos resulta ardua la tarea de concluir de manera sucinta, porque dada la naturaleza amplia en temática que el informe tiene y que requiere además un limitado número de páginas, en muchos casos se da la circunstancia que cada contribución constituye ya en sí mismo una lista densa de conclusiones. Cada apartado pues, necesariamente se tratará de la manera específica que haga al caso, por lo que pudiera aparecer una cierta heterogeneidad en el tratamiento dado a toda la extensa información que se contempla en el presente informe.

6.1. Desarrollo tecnológico en centrales nucleares

Este grupo con un amplio número de temas destaca las conclusiones siguientes:

- Dentro de la **fragilización de la vasija de presión** se contempla el proyecto: *Assuring Structural Integrity of Reactor Pressure Vessels* que promovido por el OIEA tiene prevista su finalización a finales del año 1999 y que pretende la validación y el desarrollo de un método de ensayo para la obtención de la tenacidad de fractura con probetas de pequeño tamaño. Este es un proyecto de especial trascendencia al tener en cuenta el alargamiento de la vida de las centrales, la cantidad de material de vigilancia que hay disponible y los márgenes de seguridad previsibles.

Junto con la problemática anteriormente expuesta que tendrá que mantenerse viva en el Plan de Investigación del CSN, hay que añadir el proyecto Venus, que finaliza a finales del año 1999 y que resulta aconsejable ampliar dentro del citado Plan con objeto de lograr la realización de comparaciones entre los cálculos teóricos y los experimentales. Por consiguiente, una última etapa de aproximación y contraste teórico-experimental queda aún pendiente con el alcance microscópico que tiene el proyecto actualmente.

Por otra parte las reuniones de especialistas que recientemente se han celebrado en el marco del OIEA presentan un conjunto de conclusiones pormenorizadas que pueden expresarse en la manera siguiente:

- Soporte continuado de la base de datos internacional del OIEA.
- Medida del cobre en solución en los materiales de aceros de vasija del reactor.
- Determinación del papel del fósforo en la producción de daño durante la irradiación (y efectos del tratamiento térmico) para un mejor entendimiento de los mecanismos de endurecimiento y de no-endurecimiento.
- Mejora del entendimiento, en lo relativo a cambio de los potenciales mecanismos, de los aceros de alto contenido en níquel y efectos de la alta fluencia neutrónica.
- Cuantificación de los materiales de referencia existentes (JRQ y WSST) para cubrir las necesidades de vigilancia presentes y futuras.
- Los informes debieran de darse, en cuanto al daño por irradiación se refiere, en valores de fluencia en términos de $E > 5 \text{ MeV}$ y $E > 1 \text{ MeV}$. Posteriores reuniones solicitarán también el daño en términos de dpa's.

- Se enfatiza sobre los ensayos de medida directa de la tenacidad a la fractura y el uso de la Master Curve.
- Se necesitan resultados obtenidos mediante ensayos de tenacidad a la fractura dinámicos.
- Se deben seguir haciendo comparaciones entre los cambios en la tenacidad a la fractura y los producidos en los ensayos Charpy V notch.
- Debe mejorar la caracterización de las propiedades del material a través del espesor considerando los efectos de la irradiación para poder hacer adecuados estudios de integridad estructural.
- OIEA necesita hacer un catálogo de instalaciones de irradiación que puedan usarse para los aceros de vasija.
- El efecto del flujo de irradiación debería continuar en estudio.

El anterior listado contiene un conjunto de aspectos tecnológicos que aconsejan la atención continuada de todos y cada uno de ellos en las reuniones de especialistas que trabajan sobre los efectos de la irradiación y mitigación.

- En el campo del **envejecimiento de las estructuras, componentes y materiales** se muestra el interés del CSN sobre el particular, imponiendo requisitos en los permisos de explotación para que se remita por parte de las centrales españolas el estado de las actividades que desarrollan en la gestión de la vida útil; de forma tal que el CSN ha evaluado la metodología general de Unesa y los programas de gestión de vida útil de algunas centrales específicas. Las reuniones de especialistas y los cursos de formación que se siguen desde la Dirección Técnica mantienen actualizados los conocimientos y no se vislumbra de momento la inclusión de algún proyecto específico en el Plan de Investigación Coordinado CSN-Unesa, si bien el sector desarrolla una amplia e intensa labor en este campo.

En las actividades del Grupo Principal de Trabajo nº 3 del CSNI, cuya representación oficial ostenta el CSN y que atiende también al trabajo dedicado por los respectivos subgrupos, se contempla un conjunto de aspectos técnicos relacionados con el envejecimiento que atienden la duración de vida de los materiales orgánicos como cables, los mecanismos de degradación, el aumento del tamaño de grietas por fatiga, algunos tipos de *benchmark* como el choque térmico a presión o la monitorización de la integridad estructural. Dentro de las estructuras de hormigón se contemplan aspectos tales como los relativos a la vigilancia de la integridad estructural, la degradación, los análisis teóricos y la gestión de vida.

Todos los temas expuestos justifican la asistencia continuada a los grupos de trabajo, si bien esta materia no constituye especial actividad que indique de manera genuina y característica que un determinado proyecto se incluya en el Plan de Investigación del CSN. Sin embargo se debe recordar que dentro del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa figura en su cartera de Proyectos, el Programa CIR de EPRI sobre investigación de corrosión asistida por irradiación.

- En el **desarrollo y aplicación de la regla de mantenimiento**, toda vez ha finalizado el Plan de Validación y Verificación, se prevé durante el año de 1999 realizar inspecciones de referencia con el fin de comprobar la asimilación por parte de las centrales del citado Plan. Los análisis Probabilistas de Seguridad, en la evaluación actualizada del

riesgo global, resultan de gran importancia en el cumplimiento de la regla de mantenimiento por lo que se actualizarán periódicamente. Se prevé asimismo que las centrales realicen una correcta aplicación de las conclusiones que deriven del Grupo de Trabajo de Fiabilidad (CSN-Unesa) sobre el criterio de comportamiento de fiabilidad.

En el horizonte del año 2000, una vez corregidas las posibles deficiencias en los planes de implantación global de la regla de mantenimiento, se planificarán las inspecciones rutinarias por parte del CSN, para verificar el adecuado cumplimiento con la regla.

- En las **técnicas de APS** se pone de manifiesto que todas las centrales españolas disponen de sus respectivos APS si bien con diferente alcance. La edición 2ª del Programa Integrado, publicado en 1998, establece el alcance común a todas las centrales, llegando a considerar todos los posibles iniciadores de accidentes. El objetivo subsiguiente del citado programa será usar los resultados cuantitativos en el empleo de los recursos de todo tipo de una forma mas eficiente. Esas dos líneas del programa determinan catorce áreas tecnológicas que necesitan de mayor investigación y desarrollo en un futuro cercano.

Otros proyectos de investigación que se encuadran en el marco del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa tratan de la graduación de la garantía de calidad, la inspección en servicio en tuberías y la mejora de las ETF's. Dentro del Programa Internacional impulsado por la NRC de acrónimo COOPRA se procura tratar los aspectos organizativos y de gestión de las centrales con los APS, la fiabilidad de los sistemas digitales de instrumentación y control, los APS en modos de operación que no son de plena potencia y la toma de decisiones reguladoras con incertidumbres, de tanta aplicación en el CSN.

En concreto dentro del Grupo Mixto (PCI) se prevé la puesta en marcha de una metodología para análisis de sucesos externos (Incendios e inundaciones) para otros modos de operación, análisis de riesgos por otras fuentes radiactivas y mejora de las bases de datos para APS.

Otros proyectos contemplan los análisis de precursores de accidentes, uso del conjunto de programas informáticos utilizados en el Proyecto Nureg 1150 y el desarrollo de los programas informáticos para las aplicaciones internas del CSN.

Puede deducirse, a la vista de lo expuesto antes, que las técnicas de APS se consolidan como un tema importante y estructurado a lo largo de bastantes años y que en un futuro próximo se prevé aporte resultados muy prácticos en un terreno más cotidiano y operativo.

- El **juicio de expertos** en esta ocasión trata con especificidad el análisis de situaciones externas y más particularmente la **peligrosidad sísmica**.

En este informe se identifican y explican los diferentes papeles de los expertos que han de proponer una posición técnica determinada, actuando también como evaluadores de otras posiciones técnicas y trabajando además en papeles de integrador técnico.

Los APS aplicados a la peligrosidad sísmica conllevan muchas incertidumbres, incluyendo aspectos de comprensión de los mecanismos que causan terremotos, con lo que la información existente se puede interpretar de forma diferente.

El juicio de expertos requiere la comprensión del problema por cada experto y la interacción de las diversas opiniones constituye una herramienta muy útil, que dispondrá de métodos a desarrollar en el código ASME. Es obvio que el juicio de expertos y su aplicación sísmica

aún no se ha consolidado con excesiva experiencia en España y debe seguir su proceso de desarrollo futuro en el Plan de Investigación del CSN.

- Ocioso resulta resaltar la importancia del **comportamiento del combustible** en tantos aspectos técnicos, económicos o de gestión en la operación de las centrales nucleares o en el ciclo del combustible. El aumento de los grados de quemado de descarga atrae la atención del sector eléctrico en diversos proyectos, por lo que en el CSN se ha de disponer de especialistas y de herramientas que garanticen la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Las tendencias sobre este tema se han recogido en el estudio: "Consideraciones sobre el uso del alto quemado en España", que elaboró el Grupo Mixto de Combustible CSN-Unesa.

Como ya se apuntó en el informe anterior, la participación del CSN en el Proyecto del Lazo de Agua a Presión del reactor Cabri (Francia - CSN) resulta de enorme interés y el esfuerzo económico del organismo a realizar entre los años 1999 a 2006 alcanza cifras de cierta envergadura.

También conviene señalar, en el campo del desarrollo tecnológico, el programa de irradiación de doce varillas combustibles en la central nuclear Vandellós II, que tratan de conseguir el aumento de los límites de quemado con vainas avanzadas.

- La termohidráulica contempla de forma clara cuatro apartados diferenciados. El primero sobre **análisis de seguridad en condiciones de parada** porque los estudios probabilísticos han revelado su importancia con relación al riesgo por lo que las herramientas analíticas que valgan fiablemente en esos escenarios deben desarrollarse y contrastarse.

En el bienio 1997-1998 se concluyeron los análisis de Vandellós II. Actualmente se continúan los análisis de secuencias (APS) para central nuclear de Ascó. La integración en el Plan de Investigación del CSN de los análisis termohidráulicos constituye una necesidad que debe ser resuelta satisfactoriamente.

Los **fenómenos de estratificación en el circuito primario** ponen de manifiesto que la desviación de valores locales respecto de la media, por ejemplo, tratándose de la variable temperatura, y su efecto sobre la estrategia de carga del núcleo, han de ser considerados de forma analítica y experimentalmente adecuada. Códigos como los de dinámica computacional y la adecuada modelación, exigen una atención intensa en el campo del desarrollo tecnológico.

El **efecto usuario** derivado del empleo de los mismos códigos por diferentes organizaciones pero con resultados dispares, reclama un tratamiento adecuado como se está haciendo desde la NRC en el marco del código consolidado.

Los **nuevos avances en códigos termohidráulicos** es un aspecto que tanto el CSN como Unesa tratan desde hace varios lustros. Mención especial tiene los programas LOFT, ICAP y CAMP. Sin embargo, como se ha dicho anteriormente, la disparidad de resultados ante la variedad de programas con el mismo fin, y los nuevos resultados, obtenidos por ejemplo sobre los tratamientos líquido-vapor, contribuye a consolidar y mejorar los códigos con cierta unificación. De ahí que la USNRC ha reflexionado sobre un plan de mejora de los códigos, y el CSN debe participar a nivel internacional para actualizar y mantener tanta experiencia ya acumulada en este campo.

- El apartado de **emplazamientos** está muy vinculado al que en el grupo de desarrollo tecnológico sobre instalaciones y actividades del ciclo se denominan parámetros del emplazamiento, teniendo así aspectos comunes, si bien con diferente ámbito de aplicación. Obviamente aquí se tratan los parámetros de los fenómenos externos a la central y los parámetros que caracterizan los medios en los que se pueden dispersar los contaminantes.

Se expresan los proyectos de diferente alcance como son SHISTO2-SIGMA para el estudio del campo de esfuerzos de la corteza Ibérica o DAÑOS para predecir el movimiento vibratorio potencial en diferentes emplazamientos. ESPECTRO para relacionar las características de cada emplazamiento con la magnitud y separación de los sismos. En los análisis de peligrosidad sísmica se contempla DATAION para el estudio de técnicas de datación del materiales cuaternarios. Otros tratan la vigilancia microsísmica e incluso la habitabilidad de la sala de control por efluentes tóxicos.

Puede por tanto decirse que el tema es amplio, de gran importancia y que permite reducir las incertidumbres asociadas al emplazamiento.

- En el campo analítico y en el experimental existen numerosos programas internacionales sobre **accidentes severos** (PHEBUS, RASPLAU, MACE, MELCOR, RELAP5, SCDAP y CSARP). Sin embargo, no están todos los problemas resueltos, existiendo *nuevas fenomenologías*, destacando los relativos a la integridad del fondo de la vasija, fallo de la contención por explosión de vapor, generación y comportamiento del hidrógeno en la contención, calentamiento directo de la contención de las centrales del tipo BWR e interacción núcleo fundido-hormigón. Otros temas mencionados se refieren a la problemática de la deposición y resuspensión de aerosoles y comportamiento del yodo en la contención.

De la experiencia que dimana de la explotación de las centrales se ha considerado la influencia de los operadores sobre la evolución de los escenarios y resulta de mucha importancia introducir sus acciones en los análisis de la secuencias accidentales. De ahí nació el compromiso del sector de incluir *Guías de Gestión de Accidentes Severos* o fuera de la base de diseño, con aplicaciones específicas en el año 2001. El CSN si bien dispone al respecto de herramientas como MARS, para apoyo en toma de decisiones en caso de emergencia, debe de disponer de modelos específicos para cada central. La *conexión entre códigos* que permita tener el ámbito de aplicación deseado, requiere la atención de los programas derivados de Halden como es CAMS y otros posibles como el procedente de la NRC: RELAP5/COPMA II.

Las *herramientas para la implantación del NUREG-1150* deben de tener en cuenta que los resultados del informe basado en experiencias o en códigos de cálculo aplican una metodología válida en unas plantas y que en algunos casos debe ser aplicado a otras de diferente concepto. Las áreas del documento en su nivel 2 identifican el estado de daño en la planta, progresión del accidente en la contención, estimación del término fuente y del riesgo asociado. El código MELCOR de amplia experiencia en el CSN, trata el término fuente y una gran mayoría de los fenómenos de fusión del núcleo.

En lo relativo a los **programas experimentales** se debe de mencionar nuevamente el PHEBUS/FP junto con RASPLAV-II en los que participa el CSN. Este último en una fase II que se prevé finalice en abril del año 2000. RASPLAV estudia el corium fundido en el interior de la vasija desde diversos aspectos: termohidráulica, interacciones químicas,

formación de costras y determinación de las propiedades de los materiales a alta temperatura.

En el campo experimental destacan los resultados obtenidos a partir de 200 Kg de corium fundido a más de 2.600°C. La futura fase III de RASPLAV pretende estudiar los productos de fisión dentro del corium.

PHEBUS/FP4 tiene previsto el estudio del comportamiento del lecho de escombros en el plenum inferior de la vasija y posterior liberación de los productos de fisión, en julio de 1999.

Otros códigos de interés que se mencionan son ICARE, IODE y CONTAIN.

- Desde el punto de vista de la seguridad de la central, se deben llevar a cabo actuaciones adecuadas por las personas involucradas en la explotación de la instalación. Asegurar que eso tiene lugar es la misión fundamental de los **factores humanos**.

Se relacionan los tres marcos de referencia principales siguientes:

- El primero alude al acuerdo de investigación CSN-NRC y en concreto al Modelo de Revisión de Ingeniería de Factores Humanos que considera la aceptación e implantación del diseño desde el punto de vista de los factores humanos
- El segundo marco es el Proyecto Reactor Halden en la línea de los sistemas hombre-máquina que valora sistemáticamente la actuación del operador durante un incidente y también los sistemas computerizados de apoyo al operador.
- En el tercer marco se expresa el Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa que contempla un proyecto para modelar errores humanos de comisión en los APS y un segundo que trata la evaluación y modelación del impacto de la organización en la seguridad de la instalación.

En conclusión, como se requiere aún de más resultados prácticos, la industria nuclear sigue profundizando en el complejo asunto de los factores humanos y el CSN tiene que seguir tratando dicha problemática desde su *Plan de Investigación*.

- Se reclama cada vez con mayor insistencia que debido a la experiencia acumulada en la explotación de las instalaciones se aumente la **eficiencia reguladora**, sobre todo en el establecimiento de requisitos a cumplir por el explotador. En USA se aplica en ciertos aspectos la regulación basada en el riesgo bien documentado.

Son los estudios de APS los que gradualmente se aplican en ciertos aspectos como son la garantía de calidad graduada, la inspección y las pruebas en servicio y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

El CSN junto con Unesa lleva a cabo tres experiencias piloto en las respectivas centrales españolas de Cofrentes, Ascó y Santa María de Garoña.

Otro asunto sobre la eficiencia reguladora se refiere a la autorregulación que supone una mutua confianza entre el regulador y el explotador.

Finalmente se indica que la información derivada de los APS se podría usar en optimizar los requisitos de seguridad, priorizando las actividades reguladoras, según el riesgo que comportan. Así mismo, se mencionan los monitores de riesgo que ya se han desarrollado en alguna central española. En definitiva, la eficiencia reguladora está ligada

íntimamente con los APS en conjunción con la experiencia operativa de las instalaciones y el cambio subsiguiente del método regulador que gradualmente ha de cambiar su postura inicialmente de naturaleza exclusivamente determinista.

La casuística que comporta el tema en cuestión, obliga a que permanezca vivo en un futuro próximo.

6.2. Desarrollo tecnológico en instalaciones y actividades del ciclo

Sigue este grupo temático en la misma línea que el informe anterior pero se incluye uno nuevo dedicado a los sistemas híbridos de transmutación que requiere de conocimientos avanzados ante una compleja tecnología.

- Los **parámetros del emplazamiento** si bien tienen importancia en la operación de las instalaciones del ciclo más relevancia alcanzan durante las etapas de desmantelamiento y clausura. Tómese como ejemplo el riesgo asociado a diques y escombreras. Ello conlleva un conjunto de análisis hidrogeológicos y geomecánicos, así como el desarrollo de diferentes modelos, según lo establecido en el IV Programa Marco de la UE. Así mismo dentro del V Programa se pretende demostrar la viabilidad técnica del almacenamiento geológico.

EL CSN ha dedicado un importante esfuerzo en los análisis del diseño sísmico de las instalaciones. Debe mencionarse la línea de trabajo asociada a la paleosismicidad, compartimentación sismotectónica y estudio geométrico de fallas.

Otras líneas de investigación y desarrollo analizan las características del movimiento sísmico en profundidad.

El agua subterránea y las características del medio tienen especial importancia en la movilización de los radionucleidos tanto en instalaciones en fase de clausura como en operación.

Una de las líneas de instalación es la relativa a los medios fracturados pues existen instalaciones como El Cabril que se ubican en medios fracturados.

Los parámetros hidrogeológicos que controlan tanto el flujo como los radionucleidos de los medios han sido analizados en el proyecto HIDROBAP, finalizado en 1998 y aplicado en medios de baja permeabilidad. La metodología del proyecto tiene aplicación en almacenamientos superficiales y profundos y en la clausura de instalaciones de tratamiento del mineral de uranio.

Se ha contemplado también los modelos de fracturas discretas que es un campo vanguardista considerado en el V Programa Marco, así como la continuación de HIDROBAP en otras zonas para contrastar resultados y el estudio de procesos hidrogeoquímicos en la migración de radionucleidos y modelación del acoplamiento de flujo y transporte reactivo.

- La **gestión de los residuos de baja y media actividad** presentan en España un elevado grado de experiencia en relación con otras fases del ciclo que se encuentran todavía en fase de estudio. No obstante diversos aspectos requieren análisis y experimentación como es el caso de los procesos de caracterización y acondicionamiento de residuos que impulsa

la Unión Europea y en donde España participa activamente. También se resalta la labor española en el campo del desarrollo y mejora de técnicas e instrumentación para caracterizar residuos de muy baja actividad con aplicaciones a piezas metálicas de compleja geometría. Dentro de la caracterización de los residuos de baja y media actividad se menciona la problemática del grafito como consecuencia del desmantelamiento de los reactores del tipo GCR.

Dentro del marco del OIEA se avanza en la modelización del almacenamiento superficial de los residuos a largo plazo, hecho que tiene su aplicación específica en El Cabril. Finalmente se siguen dedicando esfuerzos a los estudios de durabilidad del hormigón de las estructuras de dicho almacenamiento español.

- El **almacenamiento temporal de combustible** está dando lugar a numerosos estudios de investigación con su asociada normativa y aspectos de licencia. Ello como es sabido obedece tanto a la problemática del reproceso como a la indisponibilidad de los almacenamientos definitivos junto con otros factores como puede ser la prolongación de la vida útil de las centrales.

Por otra parte las estrategias como el aumento de la capacidad de las piscinas de combustible irradiado en las centrales o el contenedor metálico y el almacenamiento en seco o en piscinas centralizadas son usadas extensamente en el mundo, existiendo experiencia acumulada, por lo que la investigación o desarrollos actualmente se encaminan a la optimización y al estudio de técnicas de vigilancia o a la consideración de los efectos que derivan de un mayor grado de quemado de descarga.

Puede por consiguiente decirse que los programas en curso se dirigen a los estudios de envejecimiento e integridad del combustible y a la recuperación y transferencia del mismo, pasando de un modo de almacenamiento a otro.

- Son numerosos los hitos que se han producido en el campo del **almacenamiento geológico profundo** para combustible irradiado, en los últimos años.

Se citan aspectos técnicos que contemplan tanto la entrada en operación del almacenamiento geológico para residuos militares (WIPP, USA) como otros que se refieren a estudios de viabilidad o decisiones gubernamentales como en el caso de Francia para iniciar la construcción de un laboratorio subterráneo.

Se relacionan las diversas actividades llevadas a cabo por la Unión Europea dedicada a evaluaciones sobre el comportamiento del combustible a largo plazo y a la recuperabilidad, así como a estudios elaborados en experimentos en los laboratorios subterráneos de investigación sobre fenómenos básicos.

Por su parte, la NEA se ha mostrado activa en el comité RWMC y los grupos PAAG en la evaluación integrada del comportamiento, la comunicación de la confianza al público, el análisis de escenarios y el transporte de radionucleidos de medios geológicos heterogéneos y el estudio de la interfase barreras de ingeniería-geosfera.

Las actividades del OIEA avanzan en la identificación de criterios de referencia independientes estudiando las implicaciones reguladoras, modelización de biosferas de referencia y análisis de la extrapolación de los resultados de experimentos realizados en un corto período de tiempo con relación al largo período de los almacenamientos.

Se destacan las líneas de consenso en los aspectos de la comunicación entre el ente regulador y la agencia de residuos, así como la definición del proceso de licencia y la participación de un público que debata desde un principio en el que se establecen los programas del almacenamiento geológico profundo.

Se pretende, en definitiva, que consecuentemente se continúen diversas actividades en el *Plan de Investigación del CSN* que tratan de la modelización aplicable a la evaluación de la seguridad, estudios de los sistemas naturales y análisis de estudios que proceden de los laboratorios subterráneos de investigación.

- El almacenamiento geológico profundo de residuos de alta actividad mantiene profundas esperanzas, con otras alternativas complementarias, para llegar a ser la solución definitiva. Sin embargo, conocidos los problemas que esa solución plantea, parece ineludible tener que investigar, desarrollar y demostrar su viabilidad técnica mediante los denominados **laboratorios subterráneos de investigación**. Este paso previo que ha de darse, lo han entendido en diferentes proyectos del mundo, siendo algunos de ellos una realidad en Europa. Así, durante los años de 1997 y 1998, se ha producido un conjunto de hitos significativos que se exponen ordenadamente, concluyendo en la necesidad de crear el grupo CLUSTER, que permitirá a la comunidad científica europea un amplio intercambio de información sobre los laboratorios subterráneos. En esta misma línea se mueve el OIEA y la AEN.

Consciente Enresa de las misiones que tiene encomendadas, participa activamente en un gran número de experimentos de los laboratorios europeos, cuyos proyectos más significativos se relacionan y cuyas actividades son seguidas según marcan los objetivos estratégicos del organismo.

El desarrollo tecnológico en este asunto continúa en la línea de progreso que ya se explicaba en el informe anterior, hecho más que lógico dada la naturaleza de la cuestión expuesta.

- En las **alternativas a la gestión del combustible irradiado** se contemplan las dos opciones clásicas de ciclo abierto y cerrado, junto con una tercera que incluye la separación y transmutación de radionucleidos de vida larga presentes en el combustible irradiado. Esta vía avanzada pretende separar los actínidos y los productos de fisión de vida larga y además reducir los residuos resultantes mediante la conversión en otros isótopos de vida corta o más estables.

Los fines que pretende la investigación en este asunto son diversos: separación de actínidos minoritarios y formación de blancos de irradiación con tales actínidos para ser llevado a cabo experiencia a escala industrial, transmutación de blancos de irradiación y combustibles en reactores rápidos o híbridos, desarrollo de técnicas para separar y reciclar los radionucleidos que no se han transmutado.

Finalmente se exponen los programas nacionales e internacionales dedicados a la separación y transmutación. En este orden de ideas deben destacarse los recursos y esfuerzos dedicados por OIEA, NEA y UE, que tratan la transmutación en reactores híbridos mediante un núcleo subcrítico guiado por un acelerador de protones. También se debe seguir reseñando el amplificador de energía del CERN.

En definitiva, las posibles alternativas a la gestión del combustible irradiado constituye un importante reto tecnológico de alto coste que sólo se puede abordar internacionalmente y ello es lo que viene haciendo Enresa a través de diversos contratos firmados en los diferentes marcos de desarrollo como el V Programa Marco de la UE.

El CSN por su parte mantiene una postura estratégica conociendo todos los estudios de viabilidad que hasta el momento desarrolla la comunidad científica internacional sobre tan profunda problemática.

- Los **sistemas híbridos de transmutación** se presentan como una tecnología complementaria al almacenamiento de residuos en conformaciones geológicas profundas, como ya se indica en el apartado sobre alternativas a la gestión del combustible irradiado. Se describen los diversos diseños de los sistemas híbridos de transmutación inducidos por aceleradores de partículas (Proyecto OMEGA de Japón) y acelerador para la transmutación de residuos (ATW de USA).

Se considera también el amplificador de energía como incinerador de actínidos y transmutador de los productos de fisión de vida larga.

Seguidamente se menciona el V Programa Marco de Euratom que en la acción clave denominada Fisión Nuclear fija los objetivos a seguir: estrategia, separación química y transmutación y se termina referenciando las áreas de investigación que sobre transmutación deben seguir abordándose por no haber alcanzado todavía resultados concluyentes.

6.3. Desarrollo tecnológico en instalaciones radiactivas

El CSN deberá continuar su impulso para el establecimiento de los programas de garantía de calidad en las instalaciones de medicina nuclear que aseguren la calidad de la información diagnóstica de forma compatible con el uso de la mínima cantidad de radiofármaco utilizado y el empleo efectivo de los recursos disponibles.

Los aceleradores de iones dedicados a la investigación son, a todos los efectos, instalaciones radiactivas de segunda categoría y requieren, por tanto, autorizaciones de construcción y puesta en marcha. Dado su variadísimo campo de aplicación es previsible un aumento del número de estos equipos por lo que deberá realizarse un claro esfuerzo para identificar de manera precisa los riesgos de estas instalaciones, a fin de aplicar las medidas que garanticen un uso con el menor riesgo posible.

6.4. Desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general

- **Gestión de emergencias.** En un futuro se deberá trabajar en la consecución de un documento gestor del plan de sistemas de la SALEM para iniciar su aplicación sistemática y la definición de proyectos específicos para su desarrollo. Dentro de la gestión de la fase III de emergencias nucleares se continúa adelante con los Proyectos RODOS, TEMAS y VULNERABILIDAD. Como se sabe, el primero es un sistema de apoyo a la decisión común en Europa. Permite en tiempo real la evaluación y clasificación de las diferentes estrategias de aplicación de medidas de protección mediante la comparación de los beneficios y detrimentos asociados a cada una de ellas, considerando los diferentes grados de incertidumbre que afectan a la estimación. Se ha conseguido la participación

del CSN en el grupo de usuarios de RODOS, cuyos objetivos fundamentales son el intercambio de experiencias en la implantación y utilización del sistema.

En cuanto a los otros dos proyectos con el primero se pretende desarrollar una herramienta de ayuda a la toma de decisiones tras un accidente nuclear capaz de diseñar estrategias óptimas para la recuperación ambiental y se realiza dentro del IV Programa Marco de investigación de la UE. VULNERABILIDAD pretende la caracterización de los suelos agrícolas y seminaturales españoles mediante la asignación de unos índices de vulnerabilidad representativos del impacto radiológico que se derivaría del accidente contemplado. Estos índices se incorporarían en el código TEMAS.

- **Protección radiológica operacional.** Los mayores esfuerzos se deberán dirigir a la adecuación de nuestra normativa a la Directiva 96/29/ Euratom, y concretamente a la incorporación del concepto de restricción de dosis al sistema de limitación de vertidos. Otra tarea que se esta acometiendo es la identificación de las dificultades que plantea la utilización de códigos para el cálculo de dosis realistas a la población con una metodología común europea. Con este esfuerzo se pretende obtener una aplicación homogénea de las practicas de protección radiológica dentro de la UE.

En dosimetría tanto externa como interna se deberán realizar esfuerzos para incorporar nuevos sistemas de medida y mejores modelos que permitan una mejor evaluación de las dosis recibidas.

- **Radiación natural.** Se han identificado las actividades que se deberán llevar a cabo en relación con la protección de la población española a las fuentes de radiación natural:
 - El conocimiento de las dosis que está recibiendo la población debido a estas fuentes mediante la realización de las correspondientes medidas, continuando con el desarrollo de los proyectos MARNA y Radón.
 - El estudio de las medidas de remedio en aquellas zonas o poblaciones con concentraciones elevadas de radón en viviendas.
 - El comienzo de una manera sistemática de los estudios requeridos por la Directiva 96/29 para identificar aquellas actividades laborales que impliquen una exposición a fuentes naturales de radiación bien de los trabajadores o de los miembros del público.
 - El desarrollo de los documentos técnicos, recomendaciones y normativa aplicables a cada aspecto específico de los indicados anteriormente.
- **Radiobiología y epidemiología.** Los estudios de radiobiología continúan involucrados en resolver aspectos relacionados con los efectos de la radiación a nivel molecular, modelización de la oncogénesis, mecanismos de reparación del DNA, y diferencias interindividuales en la sensibilidad a la radiación. En el ámbito epidemiológico se continúa con el estudio internacional sobre los trabajadores de la industria nuclear (IARC).

6.5. Desarrollo regulador y normativo

El CSN continúa sus esfuerzos para la adaptación de las directivas europeas a la reglamentación española dentro del marco de sus competencias. Cabe destacar la elaboración de la propuesta del Reglamento de Protección Radiológica y, dentro de él, el tema de la "radiación natural" que es el más novedoso y al mismo tiempo el que está planteando en España mayores dificultades para su transposición. Esto se debe en parte a que el texto europeo es bastante flexible, ya que deja libertad a las autoridades nacionales para decidir aplicar dispositivos de vigilancia, cuando sea necesario aplicar acciones correctoras o medidas de protección radiológica, así como la extensión de las mismas. Además, hay pocas recomendaciones o guías en el ámbito europeo e internacional sobre el tema. Aunque es cierto que se está trabajando dentro de diversos grupos de expertos europeos para ayudar a la transposición de la directiva en este aspecto, hasta ahora sólo se ha publicado uno de estos trabajos, Radiation Protection 88.

Por otra parte, en nuestro país en el tema de radiación natural están implicados instituciones y organismos de las distintas administraciones públicas con competencias no claramente delimitadas, y es necesaria una coordinación, colaboración y consenso entre ellos.

A esto se le añade la prudencia con la que hay que tratar el tema para:

- No crear alarma social infundada.
- No dañar los distintos sectores económicos, imponiendo unas condiciones y dispositivos de vigilancia excesivos, que incluso puedan hacer inviables muchas de las actividades laborales que actualmente se están desarrollando en nuestro país.
- Evitar que resulte en un número excesivo de actividades que debieran estar sujetas a control regulador, de forma que sea difícilmente manejable y conduzca a un programa impracticable.

Apéndices

Lista de Acrónimos

En la presente revisión se ha optado por mantener la lista de acrónimos de la edición anterior, incluyendo los nuevos términos que aparezcan, con el fin de tener un contenido aumentado y más completo.

AAPM:	<i>American Association of Physicist in Medicine</i> . (Asociación Americana de Física Médica).
ACR:	Análisis de la Causa Raíz.
ACSS:	<i>Advisory Commission for Safety Standards</i> . (Comisión Asesora para Normas de Seguridad).
ADN:	Ácido Desoxirribonucleico.
ADS:	<i>Accelerator-driven system</i> . (Sistema asistido por acelerador de partículas).
AECL:	Atomic Energy of Canada Limited.
AEN:	Agencia para la Energía Nuclear.
AENOR:	Asociación Española de Normalización.
AEOS:	Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas.
AGP:	Almacenamiento Geológico Profundo.
ALARA:	<i>As Low As Reasonable Achievable</i> . (Tan bajo como razonablemente sea alcanzable).
ALMR:	<i>Advanced Liquid Metal Reactor</i> . (Reactor avanzado de metal líquido).
AM:	Actínidos Minoritarios.
ANA:	Asociación Nuclear de Ascó.
ANL:	<i>Argonne National Laboratory</i> . (Laboratorio Nacional de Argonne, EEUU).
APFU:	Análisis Probabilista y Factores Humanos.
APS:	Análisis Probabilistas de Seguridad.
APSOM:	Realización de APS en Otros Modos.
ARAA/SCR:	Área de Residuos de Alta Actividad/Subdirección de Ciclo y Residuos.

ASSET:	<i>Assessment of Safety Significance Events Team.</i> (Equipo para la evaluación de eventos significativos para la seguridad).
ASTM:	<i>American Society for Testing Materials.</i> (Sociedad norteamericana para ensayo de materiales).
ATC:	Almacenamientos Temporales Centralizados.
ATW:	<i>Accelerator Transmutation of Waste.</i> (Acelerador para la transmutación de residuos).
B&W:	Babcock and Wilcox.
BEFAST:	<i>Behaviour of Spent Fuel and Storage Facility Components During Long Term Storage.</i> (Comportamiento del combustible gastado y de los componentes de la instalación de almacenamiento durante almacenamiento de larga duración).
BNFL:	<i>British Nuclear Fuel Limited.</i> (Compañía británica de combustible nuclear).
BSS:	<i>Basic Safety Standards</i> (Normas básicas de seguridad)
BWR:	<i>Boiling Water Reactor.</i> (Reactor de agua en ebullición).
BWRVIP:	<i>Boiling Water Reactor Vessel Internals Project.</i> (Proyecto de internos de vasija de los reactores de agua en ebullición).
CAD:	Centro de Apoyo Técnico
CAMP:	<i>Code Applications and Maintenance Program.</i> (Programa de aplicaciones y mantenimiento de códigos).
CAMS:	<i>Computerized Accident Management System.</i> (Sistema computerizado de gestión de accidentes).

CAPRA:	<i>Consommation Accrue de Plutonium en Réacteur rapide</i> . (Reactor rápido para quemado de plutonio).
OCEE:	Comunidades Europeas.
CCNN:	Centrales Nucleares.
CE:	Comisión Europea.
CE:	Combustion Engineering.
CEA:	<i>Commissariat à l'énergie atomique</i> . (Comisariado de energía atómica).
CEN:	<i>Centre d'étude de l'énergie nucléaire</i> . (Centro de estudios de la energía nuclear).
CERN:	Organización Europea para la Investigación Nuclear.
CFD:	<i>Computational of Fluid Dynamics</i> . (Dinámica de fluidos computacional).
CFR:	<i>Code of Federal Regulations</i> . (Compendio de leyes federales).
CI:	Combustible irradiado.
Cimat:	Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas.
CLUSTER:	<i>Club of Underground Storage Testing and Research facilities</i> . (Club de ensayos para el almacenamiento subterráneo e instalaciones de investigación).
CN:	Central nuclear.
CNRA:	<i>Committee on Nuclear Regulatory Activities</i> . (Comité sobre actividades de regulación nuclear).
COOPRA:	Programa Internacional de Cooperación para la Investigación y el Desarrollo en APS.
COREPER:	Comité de Representación Permanente del Consejo de la UE.
CREAM:	<i>Consequences of Releases to the Environment: Assessment Methodology</i> . (Consecuencias de las liberaciones al medioambiente: metodología de evaluación).
CRI:	Centro de Recuperación de Inertes.
CRP:	<i>Coordinated Research Programme</i> . (Programa de investigación coordinado del OIEA).

CSARP:	<i>Cooperative Severe Accident Research Program</i> . (Programa de investigación conjunto sobre accidentes severos).
CSIC:	Consejo Superior de Investigaciones Científicas.
CSN:	Consejo de Seguridad Nuclear.
CSNI:	<i>Committee on the Safety of Nuclear Installations</i> . (Comité para la seguridad de las instalaciones nucleares).
CT:	<i>Compact Testing</i> . (Ensayo con probeta compacta).
CTN:	Cátedra de Tecnología Nuclear.
CYANEX 301:	Proceso de separación de AM basado en el uso de un disolvente orgánico.
DG:	<i>Draft Guide</i> . (Guía reguladora en borrador).
DGA:	<i>Direção Geral do Ambiente</i> . (Dirección general de medio ambiente).
DIAMEX:	<i>Diamide Extraction</i> . (Proceso de separación de AM basado en el uso de diamidas).
DIPPA:	<i>Di-isodecylphosphoric acid</i> . (Un compuesto orgánico para la separación de AM).
DNB:	<i>Departure from Nucleate Boiling</i> . (Salida de la ebullición nucleada).
DOE:	<i>Department of Energy</i> . (Departamento de energía).
DT:	Dirección Técnica.
DTN:	Desarrollo Tecnológico Nuclear. Asociación Electrotécnica.
EAN:	<i>European Alara Network</i> . (Grupo de trabajo europeo sobre Alara).
EC:	Evaluación del Comportamiento.
EdF:	<i>Electricité de France</i> . (Electricidad de Francia).
EEUU:	Estados Unidos.
Endesa:	Empresa Nacional de Electricidad, S.A.
Enresa:	Empresa Nacional de Residuos, S.A.
Enusa:	Empresa Nacional del Uranio, S.A.

EPA:	<i>Environmental Protection Agency</i> . (Agencia para la protección del medio ambiente).
EPRI:	<i>Electric Power Research Institute</i> . (Instituto de investigación de la energía eléctrica).
ERRICCA:	<i>European research into radon in construction</i> . (Investigación europea sobre efectos del radón en la construcción).
ESC:	Estructuras, Sistemas y Componentes.
ESFUC:	Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales.
ETF:	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
ETSII:	Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.
Euratom:	Comunidad Europea de la Energía Atómica.
EVTRAN:	<i>Events in the Transport of Radioactive Material</i> . (Base de datos sobre incidentes en el transporte de material radiactivo)
F&T:	Fraccionamiento y Transmutación de Radionucleidos.
FEPs:	<i>Features, Events and Processes</i> . (Características, sucesos y procesos).
FH:	Factor Humano.
FISH:	<i>Fluorescence In Situ Hybridization</i> . (Hibridación in situ con fluorescencia).
FP:	<i>Fission Products</i> . (Productos de fisión).
FRODO:	<i>Food, Relocation and Decontamination Options</i> . (Opciones sobre alimentación, relocalización y descontaminación).
FUA:	Fábrica de Uranio de Andújar.
FZK:	<i>Forschungszentrum Karlsruhe</i> . (Centro de investigación de Karlsruhe).
GCR:	<i>Gas Cooled Reactor</i> . (Reactor refrigerado por gas).
GRS:	<i>Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH</i> . (Instituto de investigación de reactores).
GSF:	<i>Gesellschaft für Strahlen und Umweltforschung mbH München</i> . (Instituto para la radiación e investigación medioambiental).

GWd/tU:	GigaWatioxdía/tonelada de Uranio.
HDR:	<i>High Doses Rate.</i> (Altas tasas de dosis).
HFEPHM:	<i>Human Factors Engineering Program Review Model.</i> (Modelo de revisión del programa de ingeniería de factores humanos).
HIDROBAP:	Hidrología en Medios de Baja Permeabilidad.
HPA:	<i>Hospital Physicist Association.</i> (Asociación de físicos hospitalarios).
HPES:	<i>Human Performance Enhancement System.</i> (Sistema de mejora de la actuación humana).
HPG:	Programa Conjunto del Reactor Halden.
HPIP:	<i>Human Performance Investigation Process.</i> (Proceso de investigación de la actuación humana).
HRP:	<i>Halden Reactor Project.</i> (Proyecto del reactor de Halden).
I&C:	Instrumentación y Control.
I+D:	Investigación y Desarrollo.
IARC:	<i>International Agency for Research on Cancer.</i> (Organismo internacional de investigación sobre el cáncer).
IASCC:	Irradiated Assisted Stress Corrosion Cracking. (Agrietamiento por corrosión asistida por irradiación).
IBERINCO:	Iberdrola Ingeniería y Consultoría.
IC:	Índice de Confianza.
ICAP:	<i>International Code Assessment Program.</i> (Programa internacional de evaluación de códigos).
ICCET:	Instituto Eduardo Torroja de las Ciencias de la Construcción.
ICRP:	<i>International Commission on Radiological Protection.</i> (Comisión internacional de protección radiológica).
ICRU:	<i>International Commission on Radiological Units.</i> (Comisión internacional de unidades radiológicas).

IEC:	International Electrotechnical Commission.
IFMAP:	<i>Irradiated Fuel Management Advisory Programme</i> . (Programa asesor para la gestión del combustible irradiado).
IGSCC:	<i>Intergranular Stress Corrosion Cracking</i> . (Agrietamiento intergranular por corrosión bajo tensión).
IMES:	Ingeniería Mecánica y Estructural.
INITEC:	Empresa Nacional de Ingeniería y Tecnología.
INMEC:	Ingeniería Mecánica.
INPO:	<i>Institute of Nuclear Power Operations</i> . (Instituto de operaciones de potencia de origen nuclear).
IPAG:	Integrated Performance Assessment Advisory Group. (Grupo asesor sobre evaluación del comportamiento).
INSAG:	<i>International Nuclear Safety Advisory Group</i> . (Grupo consejero internacional de seguridad nuclear).
INTE:	Instituto de Técnicas Energéticas.
IPEEE:	<i>Individual Plant Examination of External Events</i> . (Investigación individual de la planta frente a sucesos externos).
IPSN:	<i>Institut de Protection et Sûreté Nucleaire</i> . (Instituto de protección y seguridad nuclear).
ISAM:	<i>Implementation of Safety Assessment Methodology</i> . (Implantación de la metodología de evaluación de la seguridad).
ISO:	<i>International Standard Organization</i> . (Organización internacional de normalización).
ISOE:	<i>International System of Information On Occupational Exposure</i> . (Sistema internacional de información sobre exposiciones ocupacionales).
ISP:	<i>International Standard Problem</i> . (Problema estándar internacional).
ITU:	<i>Institute for Transuranium Elements</i> . (Instituto para elementos transuránicos de Karlsruhe, Alemania).

JAERI:	<i>Japan Atomic Energy Research Institute.</i> (Instituto de investigación de energía atómica de japon).
JNC:	<i>Japan Nuclear Cycle Development Institute.</i> (Instituto japonés para el desarrollo del ciclo nuclear).
KAB:	Kraftwerks und Anlageunbau ag Berlin-Marzahn.
KTa:	<i>Kerntechnischer Ausschuss.</i> (Guías de tecnología nuclear).
LANL:	<i>Los Alamos National Laboratory.</i> (Laboratorio nacional de Los Alamos, EEUU).
LIA:	Límite Inferior de Actividad.
LNT:	<i>Lineal Not Threshold.</i> (Lineal sin umbral).
LLC:	Leucemia Linfocitaria Crónica.
LLNL:	Lawrence Livermore National Laboratory.
LOCA:	<i>Loss of Coolant Accident.</i> (Accidente con pérdida de refrigerante).
LOFT:	<i>Loss of Fluid Test.</i> (Accidente con pérdida de caudal).
LSI:	Laboratorios Subterráneos de Investigación.
LWR:	<i>Light Water Reactor.</i> (Reactor de agua ligera).
m Sv/a:	miliSievert/año.
M.A. Mill:	<i>Annealed.</i> (Recocido específico).
MARNA:	Mapa de Radiación Natural Ambiental.
MBq/Kg:	Mega Bequerelio/kilogramo.
MCDE:	Manuales de Cálculo de Dosis en el Exterior.
mCi:	MiliCurio.
MINER:	Ministerio de Industria y Energía.
MORT:	<i>Management Oversight and Risk Tree.</i> (Árbol de problemas de gestión y riesgo).

MOX:	Óxidos mixtos de Uranio y Plutonio.
NASA:	<i>National Aeronautics and Space Administration</i> . (Administración nacional de aeronáutica y del espacio).
NEA:	<i>Nuclear Energy Agency</i> . (Agencia de energía nuclear).
NEMA:	<i>National Electrical Manufacturers Association</i> . (Asociación nacional de fabricantes eléctricos).
NPAR:	<i>Nuclear Plant Aging Research Program</i> . (Programa de investigación del envejecimiento de la central nuclear).
NRC:	<i>Nuclear Regulatory Commission</i> . (Comisión reguladora nuclear).
NRPB:	<i>National Radiological Protection Board</i> . (Consejo nacional de protección radiológica).
NSARS:	<i>Near Surface Radiactive Waste Disposal Assessment Reliability Study</i> . (Estudio para asegurar la fiabilidad de la disposición superficial de residuos radiactivos).
NUSSAC:	<i>Nuclear Safety Standards Advisory Committee</i> . (Comité asesor en normas de seguridad nuclear).
OCDE:	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.
OIEA:	Organismo Internacional de Energía Atómica.
OMEGA:	Option for Making Extra Gains from Actinides. (Opciones para sacar beneficio suplementario a la transmutación de los actinidos y productos de fisión).
OMS:	Organización Mundial de la Salud.
PA:	<i>Performance Assessment</i> . (Evaluación del comportamiento).
PAGIS:	<i>Performance Assessment of Geological Instalation Systems for Radioactive Waste</i> . (Aseguramiento del comportamiento de sistemas de instalaciones geológicas para residuos radiactivos).
PAR:	<i>Passive Autocatalytic Recombiner</i> . (Recombinador autocatalítico pasivo).
PC-DOS:	Personal Computer-DOS.
PCI:	Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa.

PEN:	Plan Energético Nacional.
PEP:	Permiso de Explotación Provisional.
PETAVA:	Penetraciones de la Tapa de la Vasija.
PF:	Productos de Fisión.
PHCVC:	Programas Hidrogeológicos de Caracterización, Vigilancia y Control.
PIF:	Programa de Indicadores de Funcionamiento.
PIV:	Penetraciones de la Instrumentación de Vasijas.
PLABEN:	Plan Básico de Emergencia Nuclear.
PLEX:	<i>Plant Life Extension</i> . (Extensión de vida de la planta).
PLIM:	<i>Plant Life Management</i> . (Gestión de vida de la planta).
PNC:	Agencia de Gestión de Residuos Radiactivos. Japón.
POE	Procedimiento de Operación de Emergencia.
PR:	Protección Radiológica.
PRI:	Panel de Revisión de Incidentes.
PSHA:	<i>Probabilistic Seismic Hazard Assessment</i> . (Análisis probabilista del riesgo sísmico).
PUREX:	El método más comúnmente usado basado en el reprocesado del combustible irradiado con TBP (Fosfato de tributilo).
PVRA:	Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental.
PWG-2:	<i>Principal Working Group n° 2</i> . (Grupo de trabajo principal n° 2).
PWR:	<i>Pressurized Water Reactor</i> . (Reactor de agua a presión).
RAA:	Residuo Alta Actividad.
RASSAC:	<i>Radiation Safety Standards Advisory Committee</i> . (Comité asesor en normas de seguridad radiológica).
RCS:	<i>Reactor Coolant System</i> . (Sistema de refrigeración del reactor).

R.D.:	Real Decreto.
RETRO:	<i>Retrospectively estimated radon areas affecteds by mining activities</i> . (Estimación retrospectiva de dosis por radón en áreas afectadas por actividades mineras).
RG:	<i>Regulatory Guide</i> . (Guía reguladora).
RHR:	<i>Residual Heat Removal</i> . (Extracción calor residual).
RIA:	<i>Reactivity Initiated Transients</i> . (Transitorios iniciados por reactividad).
RIPBR:	<i>Normativa basada en la experiencia y el riesgo documentado</i> . (Risk informed. performance-based regulation).
RM:	Regla de Mantenimiento
RODOS:	<i>Real Time On Line Decision Support</i> . (Ayuda a la toma de decisión en tiempo real).
RPIR:	<i>Radiological Protection Institute of Ireland</i> . (Instituto de protección radiológica de Irlanda).
RTNDT:	<i>Reference Temperature of Nil Ductility Transition</i> . (Temperatura de referencia de transición a ductilidad nula).
SACO:	<i>Safety Analysis Comparison</i> . (Comparación de análisis de seguridad).
SALEM:	Sala de Emergencias Nucleares.
SALP:	<i>Systematic Assessment of Licensee Performance</i> . (Evaluación sistemática del comportamiento de los titulares de instalaciones).
SAS:	<i>Statistical Analysis System</i> . (Sistema para el análisis estadístico).
SCK:	<i>Studiecentrum voor Kernenergie</i> . (Centro de investigación de energía nuclear).
SEDE:	Grupo de trabajo sobre Selección de Emplazamientos y Diseño de Experimentos.
SEFM:	Sociedad Española de Física Médica.
SEMN:	Sociedad Española de Medicina Nuclear.
SEPR:	Sociedad Española de Protección Radiológica.

SESAME:	<i>Selective Extraction Separation of Americium by Means of Electrolysis.</i> (Extracción selectiva del americio por medios electrolíticos).
SESAR-CAF:	<i>Senior Group of Experts on Safety Research-Capabilities and Facilities.</i> (Grupo senior de expertos en investigación de seguridad, capacidades e instalaciones).
SHISTO:	Sismicidad Histórica.
SIG:	Sistema de Información Geográfica.
SIN:	Subdirección General de Ingeniería.
SKB:	<i>Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company.</i> (Agencia sueca para la gestión de residuos radiactivos).
SKC:	<i>Studiecentrum voor Kernenergie.</i> (Centro de estudios de la energía nuclear).
SKI:	<i>Statens Kernkraftinspektion.</i> (Inspectorado de instalaciones nucleares de Suecia).
SN:	Seguridad Nuclear.
SPA:	<i>Spent fuel Performance Assessment.</i> (Evaluación del comportamiento del combustible gastado).
SPDS:	Sistemas de Visualización de Parámetros de Seguridad.
SPIN:	Separation-Incineration. (Separación-incineración).
SPR:	Subdirección General de Protección Radiológica.
SSHAC:	Senior Seismic Hazard Analysis Committee. (Comité senior para el análisis de la peligrosidad sísmica).
SSI:	<i>Statens Stralskyddsinstitut.</i> (Instituto de protección radiológica)
STN:	Subdirección General de Tecnología Nuclear.
STUK:	<i>Sateilyturvakeskus.</i> (Centro finlandés para la radiación y la seguridad nuclear).
TARC:	<i>Neutron Driven Nuclear Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing.</i> (Transmutación nuclear con neutrones por absorción resonante).

TEMAS:	<i>Técnicas y estrategias de intervención para la restauración ambiental y sus consecuencias ecológicas. (Techniques and Management Strategies for Environmental Restoration and Their Ecological Consequences).</i>
TFI:	<i>Technical Facilitator/ Integrator.</i> (Facilitador técnico/integrador).
TGE:	Tema Genérico.
TGT:	Tubo de Gradiente Térmico.
TI:	<i>Technical Integrator.</i> (Integrador técnico).
TLD:	Dosímetro Termoluminiscente.
TMI:	<i>Three Mile Island.</i> (Central nuclear de la Isla de Las Tres Millas. USA).
TOFD:	<i>Time of Flight Diffraction.</i> (Tiempo de vuelo en difracción).
TPB:	<i>Triple Point Bending.</i> (Flexión en tres puntos).
TPE:	Trabajadores Profesionalmente Expuestos.
TRANSSAC:	<i>Transport Safety Standards Advisory Committee.</i> (Comité asesor para normas de seguridad en el transporte).
TRPO:	<i>Trialkylphosphine oxed.</i> (Disolvente orgánico para la separación de AM).
TRUEX:	<i>Transuranium Extraction.</i> (Extracción de transuránidos. Proceso de separación de AM basado en el uso de un disolvente orgánico).
TT:	Tratamiento Térmico.
U:	Tonelada de Uranio.
UE:	Unión Europea.
UHS:	<i>Uniform Hazard Spectrum.</i> (Espectros de peligrosidad uniforme).
UITESA:	Unión Iberoamericana de Empresas de Ingeniería Eléctrica, S.A.
Unesa:	Unidad Eléctrica, S.A.
UNSCEAR:	<i>United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.</i> (Comité científico de naciones unidas para los efectos de la radiación atómica).

UPM:	Universidad Politécnica de Madrid.
UPV:	Universidad Politécnica de Valencia
USDOE:	<i>United States Department of Energy.</i> (Departamento de energía de estados unidos).
USE:	<i>Upper Shelf Energy.</i> (Energía de meseta superior).
V&V:	Verificación y Validación.
WANO:	<i>World Association of Nuclear Operators.</i> (Asociación mundial de operadores nucleares).
WASSAC:	<i>Waste Safety Standards Advisory Committee.</i> (Comité asesor en normas de seguridad de residuos radiactivos).
WGIP:	<i>Working Group on Inspection Practices.</i> (Grupo de trabajo sobre prácticas de inspección).
WIPP:	<i>Waste Isolation Pilot Plant.</i> (Planta piloto para aislamiento de residuos. nuevo méjico. EEUU).
YMP:	Proyecto de Almacenamiento de Residuos. Yucca. Mountain. Nevada.

