

CHERNOBIL



Javier DE SANTIAGO GARCIA es Ingeniero Industrial por la ETSII de Madrid y Diplomado en Ingeniería Nuclear por el IEN. Ingresó en la Cia. Sevillana de Electricidad en enero de 1974 donde ha desarrollado toda su actividad profesional, asignado al departamento de seguridad de la C.N. de Valdecaballeros.



Carlos de VILLOTA LACORT, es Ingeniero Industrial (especialidad técnicas energéticas) por la ETSII de Madrid y Diplomado en Energía Nuclear por el IEN. Ha trabajado durante 12 años en Iberduero desempeñando el cargo de Jefe de la Sección de Seguridad Nuclear y Autorizaciones; y durante más de 3 años en el Departamento de Salvaguardias del Organismo Internacional de Energía Atómica (Viena). Actualmente trabaja en UNESA dentro del grupo nuclear del Departamento de Planificación.

LA SEGURIDAD DE LOS REACTORES NUCLEARES Y ACCIDENTES SEVEROS

Javier DE SANTIAGO y Carlos DE VILLOTA

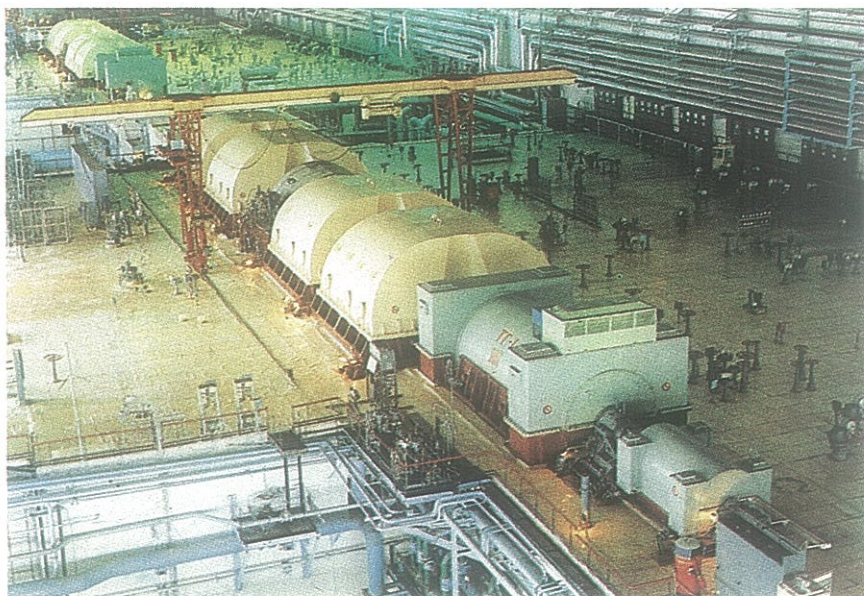
INTRODUCCION

Cuando se nos ofreció la participación en el número de la revista Nuclear España, que principalmente se dedicaría al accidente de la Central Nuclear de Chernobil y que el tema de nuestro artículo versaría sobre la seguridad de los reactores nucleares, en un principio pensamos que la labor sería relativamente fácil teniendo en cuenta los años que llevamos trabajando en el campo de la seguridad nuclear. Sin embargo, cuando tratamos de esbozar un esquema de lo que debía contener el artículo nos fuimos dando cuenta de la dificultad que entrañaba plasmar en unas cuantas páginas los aspectos de seguridad de una industria que se ha caracterizado, precisamente, por el énfasis y atención puestos, desde sus orígenes, algo más de tres décadas de uso pacífico de la energía nuclear, en la seguridad y protección de la población. Un campo donde se investiga y progresa continuamente, donde tantas organizaciones nacionales e internacionalmente dedican grandes recursos humanos y económicos a estudiar y analizar los sucesos que con mayor o menor trascendencia se producen durante la operación de estas instalaciones, un campo, en fin, que se distingue de cualquier otra actividad industrial por el hecho, sin precedentes, de estar supervisado y controlado desde su origen por los denominados en Occidente Organismos Reguladores de las actividades de la industria nuclear, cuya fundamental misión es velar por la seguridad de la operación de estas instalaciones y la protección de la población.

Después de un amplio cambio de impresiones y sugerencias convinimos en que nuestra modesta aportación a este número de Nuclear España debía estar exenta de amplias descripciones de aspectos concretos relacionados con la seguridad nuclear que pueden ser, y de hecho lo han sido, objeto de trabajos monográficos en esta y otras revistas; no hay que olvidar que la experiencia acumulada de funcionamiento de las centrales nucleares es de unos 3.000 años-reactor y que han dado lugar a un cúmulo de sucesos cada uno de ellos susceptible, por si mismo, de un trabajo específico. Tampoco consideramos oportuno escribir sobre los dos accidentes nucleares ocurridos hasta la fecha, pues sobre TMI-2, ya se ha escrito y se seguirá escribiendo mucho y sobre el de Chernobil y sus consecuencias tratarán otros artículos de esta revista.

Tras estas consideraciones decidimos enfocar el artículo desde la perspectiva de la filosofía general de la seguridad nuclear, las nuevas tendencias, los Organismos Reguladores y una breve información sobre cada uno de los proyectos de investigación más importantes actualmente en curso. Este planteamiento podría resultar muy elemental para aquellos profesionales que se dedican a la seguridad nuclear pero, sin embargo, podía ser de interés para todos aquellos que dedicando sus esfuerzos a la energía nuclear lo hacen en otras áreas y no han tenido oportunidad de conocer el por qué de muchos criterios o normas que aplican a diario en su trabajo y que tienen su origen en la aplicación de una filosofía o principio de seguridad a ultranza o defensa en profundidad como en este artículo denominamos.

Sala de Turbinas.



DEFENSA EN PROFUNDIDAD. NIVELES DE SEGURIDAD

Desde los primeros tiempos del desarrollo de la energía nuclear dirigido a la producción de energía eléctrica el principio que ha inspirado la seguridad de los reactores ha sido la aplicación del concepto de «defensa en profundidad». Aunque este concepto de defensa en profundidad es sobradamente conocido por los profesionales de la energía nuclear nos permitimos hacer unas breves consideraciones sobre el mismo que permitirán comprender, el rigor y seriedad con que son tratados los aspectos de la seguridad nuclear.

La descripción del concepto de defensa en profundidad puede hacerse de distintas maneras, pero para el propósito que nos ocupa nos basaremos en el concepto de los tres niveles de seguridad.

EL PRIMER NIVEL DE SEGURIDAD

«Se proyectará la instalación para alcanzar la máxima seguridad en operación normal y la máxima tolerancia respecto al mal funcionamiento de cualquier sistema. Se emplean características de proyecto intrínsecamente favorables para una operación segura. Se pondrá especial énfasis en la calidad, redundancia, capacidad de inspección y ensayo».

La filosofía del primer nivel es proyectar y construir la central de forma que funcione como se preveía con un alto grado de fiabilidad. Este primer nivel tiende a prevenir los accidentes a través de las características intrínsecas del proyecto de la central, incluyendo la calidad, redundancia, capacidad de inspección y ensayo. Los componentes que son vitales para el control del reactor y de la central, se proyectarán de forma que adopten una posición segura, en el caso de producirse una pérdida del suministro de energía o cualquier otro fallo.

Ejemplos de aplicación de este criterio son los siguientes:

- La selección de los materiales del combustible, refrigerante y componentes estructurales del núcleo será tal que, conjuntamente, tendrán unas características intrínsecas de seguridad y estabilidad, respaldadas por los datos experimentales y la experiencia de las centrales actuales.
- Se emplearán materiales estructurales cuyas propiedades físicas (por ejemplo, resistencia, ductibilidad) sean perfectamente conocidas a través de medidas previas, no sólo en el estado inicial —antes de la irradiación—, sino también a lo largo de la vida esperada de servicio.
- Se realizará un proyecto de los componentes, de forma tal que sea posible una vigilancia continua, o periódica, para apreciar los indicios de cambio, desgaste y/o fallo incipiente de los componentes.
- Se emplearán las prácticas de ingeniería

disponibles que hayan demostrado ser adecuadas y los mejores estándares de calidad que permitan la fabricación e instalación de todas las partes de la central, etc.

En resumidas cuentas, el primer nivel de seguridad es tal que su incorporación garantiza que la central se proyectará, construirá, operará y mantendrá de acuerdo con los más altos estándares de calidad e ingeniería y con suficiente holgura para acomodar los posibles fallos y/o errores.

EL SEGUNDO NIVEL DE SEGURIDAD

«Se postulará que se producirán accidentes con independencia del cuidado adoptado en el proyecto, construcción y operación de la central. Se dispondrá de los sistemas de seguridad que permitan proteger a los operadores y al público e impedir o minimizar el daño que se pueda derivar de tales accidentes».

A pesar de las precauciones adoptadas en el primer nivel de seguridad para evitar fallos o errores de operación que pueden provocar potencialmente problemas de seguridad, es prudente proyectar como si alguno de dichos incidentes ocurriese alguna vez durante la vida de servicio de la central e incluir sistemas de protección diseñados para impedir, mitigar o acomodar de forma segura dichos incidentes.

Ejemplos de aplicación de este criterio son:

- Disponer de un suministro de energía eléctrica procedente de una fuente externa al emplazamiento a través de dos líneas de transmisión físicamente independientes, para aumentar la probabilidad de que habrá energía disponible cuando se solicite. El suministro de energía eléctrica externa está respaldado por un sistema interno de suministro de energía eléctrica, formado por dos o más fuentes redundantes e independientes de la fuente externa.
- Un sistema de parada rápida del reactor, accionado por canales de instrumentación redundantes e independientes, que vigilan los parámetros de la central y traducen sus respectivas señales de entrada a través de canales lógicos redundantes, que interrumpen el proceso de fisión.
- Límites sobre la velocidad a la cual se puede subir potencia mediante el movimiento de cualquier elemento de los sistemas de control o por la expulsión accidental del núcleo de dicho elemento del núcleo.
- Un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, proyectado para suministrar una adecuada refrigeración del núcleo en el supuesto de una despresurización del sistema o un hipotético accidente de pérdida de refrigerante.

El segundo nivel de protección supondrá la incorporación en los sistemas de protección de prácticas de proyecto conservadoras, márgenes adecuados de segu-

ridad, inspeccionabilidad y equipo de actuación y detección independiente y redundante, para asegurar la eficacia y fiabilidad del mismo.

EL TERCER NIVEL DE SEGURIDAD

«Se dispondrá de los sistemas de seguridad adicionales que se precise, en base a una elevación de los efectos de los accidentes hipotéticos, postulando que, los sistemas de protección previstos para controlar esos accidentes hipotéticos, fallan en el momento de producirse dichos accidentes».

El tercer nivel de seguridad está dirigido directamente a la protección de la población y suplementa los dos anteriores, a través de salvaguardias tecnológicas que añaden margen en el diseño de la central, como garantía adicional de que el público está protegido, aún en el supuesto de ocurrir circunstancias extremadamente imprevisibles e improbables.

Este margen se evalúa principalmente probando el diseño frente a accidentes hipotéticos severos, que implican la suposición de fallos independientes de algunos de los sistemas de protección simultáneamente con el accidente que ellos deben controlar. De estos análisis de fallos postulados, se seleccionan las secuencias de los diversos accidentes, como base para el proyecto de las salvaguardias tecnológicas y del equipo requerido para la protección de la salud y seguridad del público.

Un elemento fundamental de este tercer nivel de seguridad es la incorporación de la contención y sus sistemas asociados, salvaguardia tecnológica que demostró su eficacia en el accidente de TMI-2. Como perteneciente a este tercer nivel de seguridad, precisamente por estar dirigido a la protección de la población, podemos incluir el desarrollo e implementación de los planes de emergencia.

El desarrollo práctico del principio de defensa en profundidad ha requerido, por parte de los gobiernos, organismos reguladores y la propia industria, la publicación de un amplio abanico de legislación, disposiciones, guías, códigos, normas, etc.

Como complemento del principio de defensa en profundidad todos los países occidentales donde existe un programa nuclear han creado organismos reguladores, de los que trataremos más adelante, cuya misión es velar por que el diseño, construcción y operación de las centrales nucleares se realice con las máximas garantías de seguridad.

LA CUANTIFICACION DEL RIESGO

Aunque el principio de defensa en profundidad se ha demostrado perfectamente válido para garantizar un elevado grado de seguridad de las centrales nucleares su aplicación mediante una metodología puramente determinista permitía únicamente una valoración cualitativa de la seguridad de las centrales nucleares no permitiendo por contra valorar cuantitati-

vamente el grado de seguridad de las mismas.

Se hacía preciso determinar o cuantificar el grado de seguridad o el riesgo que suponía la operación de las instalaciones nucleares, lo que permitiría al mismo tiempo a la opinión pública comparar los riesgos inherentes a las centrales nucleares con otros tipos de riesgos tanto naturales como derivados de la actividad del hombre.

Como consecuencia de esta necesidad de cuantificación del riesgo, la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos, actualmente NRC, hace ahora aproximadamente doce años, encargó al doctor Norman C. Rasmussen del Instituto de Tecnología de Massachusetts, la organización de un equipo para realizar el análisis cuantitativo de la seguridad de los reactores de agua ligera. Este equipo tenía como misión examinar con todo tipo de detalle un reactor típico de agua a presión y otro de agua en ebullición, con objeto de determinar la cadena de sucesos que podrían dar lugar a un accidente y al mismo tiempo estimar la probabilidad de cada suceso y sus consecuencias. El resultado del trabajo de este equipo de técnicos fue el Reactor Safety Study (WASH-1400) comúnmente denominado Informe Rasmussen. El trabajo desarrollado en la elaboración del informe fue el primer gran paso dirigido a la cuantificación del riesgo general asociado a la operación de los reactores nucleares ya que realizó una estimación de las consecuencias de los accidentes incluyendo los fallecimientos inmediatos, la inducción de cánceres latentes, anomalías genéticas y daños materiales.

La publicación del Informe Rasmussen en octubre de 1975 dio lugar a una serie de críticas, justificadas y razonables unas y carentes de rigor e injustificadas otras, y al mismo tiempo abrió paso al análisis probabilístico sistemático como herramienta para el estudio y la mejora de la seguridad.

Algunas de las críticas recibidas se señalan brevemente a continuación:

- Los datos de partida sobre la frecuencia de fallo de los componentes no eran los adecuados para este tipo de cálculo.
- Los métodos estadísticos aplicados eran incorrectos o inadecuados.
- Los fallos debidos a causas comunes (aquellos en que componentes claramente independientes fallan simultáneamente debido a una causa común como, por ejemplo, un terremoto) se trataban insuficientemente.
- Se ponía el mayor énfasis en la fiabilidad de los componentes sin dar un tratamiento adecuado a las acciones del operador.
- No se tenía suficientemente en cuenta la garantía de calidad y sus posibles fallos.

Ante la controversia suscitada por el Informe Rasmussen la NRC encargó un informe a otro comité de expertos, el cual, tras un año de trabajo, emitió el documen-

to «Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission», en el que se analizaba en profundidad el Informe Rasmussen y al mismo tiempo instaba a la NRC a potenciar el empleo de técnicas de cuantificación de riesgos en los procesos de licencia de las centrales nucleares.

Además de los Estados Unidos otros países occidentales, principalmente Gran Bretaña y la República Federal de Alemania, se mostraron interesados en esta tecnología de cuantificación de riesgos llegando incluso la RFA a realizar un estudio equivalente al realizado por Rasmussen aplicado a la tecnología de sus propios reactores. La evolución histórica de la evaluación de riesgo mediante técnicas probabilísticas y su desarrollo en Occidente fue extensamente tratado en el número extraordinario de Nuclear España dedicado monográficamente a este tema en el mes de febrero de 1986. No obstante vamos a detenernos brevemente en comentar algunos aspectos de su situación actual y futura de los estudios probabilísticos de riesgo en España.

En España es preciso destacar los esfuerzos realizados por la Junta de Energía Nuclear desde los primeros años de la década de los setenta sobre fiabilidad de la parada del reactor, refrigeración del núcleo, etc., así como los trabajos realizados por la propia industria eléctrica, sobre fiabilidad de componentes en centrales térmicas, sin embargo, no es hasta 1983 en que, por propia iniciativa, CN de Almaraz realiza el estudio de fiabilidad del sistema de agua de alimentación auxiliar convirtiéndose en la pionera de las centrales nucleares españolas en la aplicación de esta metodología. A este primer estudio de fiabilidad siguieron otros en la misma CN de Almaraz y en la CN de Ascó.

UNESA, ya en el año 1983 y con la vista puesta en el futuro, decide patrocinar un proyecto de investigación, con la Cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII de Madrid y la empresa Tecnatom, sobre cuantificación de riesgos, siendo uno de los principales objetivos del proyecto la formación de técnicos en esta tecnología que pudieran, en el futuro, realizar este tipo de estudios.

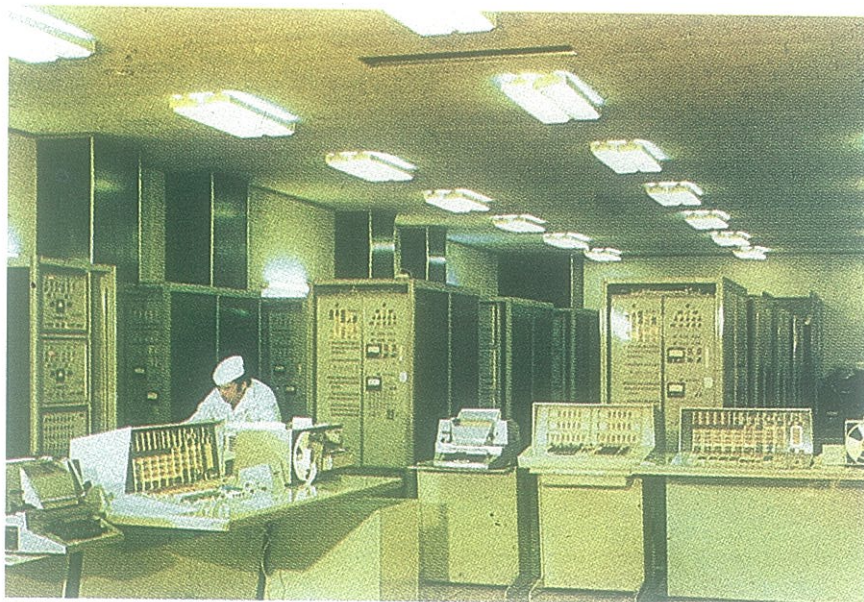
Es también en el año 1983 cuando el Consejo de Seguridad Nuclear, requiere a la empresa NUCLENOR la realización de un Análisis Probabilístico de Seguridad de la CN de Santa María de Garoña. El desarrollo del proyecto de Análisis Probabilístico de Seguridad realizado por NUCLENOR está recogido también en el número de NUCLEAR ESPAÑA mencionado anteriormente por lo que no vamos a entrar en el mismo, únicamente destacar el esfuerzo realizado por esta empresa y el equipo humano que lo realizó si se tiene en cuenta la falta de experiencia previa en este campo y los resultados obtenidos.

La siguiente actividad, en relación con este tema, se produjo en el mes de febrero del presente año 1986, cuando el Consejo de Seguridad Nuclear transmitió a las CC NN, pára comentarios, el Progra-

ma Integrado de Realización y Utilización de Análisis Probabilísticos de Seguridad en Instalaciones Nucleares.

Fundamentalmente este documento se puede dividir en dos partes bien diferenciadas: una primera parte de carácter descriptivo de la metodología y su evolución histórica tanto en EE. UU., como en Europa y en concreto España y una segunda parte dedicada a exponer los planes del Consejo de Seguridad Nuclear sobre la aplicación de los Análisis Probabilísticos de Seguridad en el proceso de licenciamiento de las CC NN y que brevemente se pueden resumir en lo siguiente:

- Los análisis probabilísticos de seguridad deben ser utilizados en los procesos de evaluación/inspección relativos a los Permisos de Explotación Provisional y Definitivos pendientes, así como la evaluación de temas derivados de la operación de las CC NN y otras instalaciones nucleares.
- Establecimiento de un Programa Integrado de realización de Análisis Probabilísticos de Seguridad de todas las CC NN a nivel 1, es decir, cálculo de la frecuencia de fusión del núcleo, escalando temporalmente la iniciación de los mismos con el fin de aplicar a cada uno de ellos las experiencias obtenidas en los anteriores, así como las metodologías y medios más perfeccionados que en cada momento estuvieran disponibles.
- Realización de revisiones periódicas de cada Análisis Probabilístico de Seguridad, en principio cada seis años.
- Creación de un banco de datos nacional tras la evaluación de diferentes opciones de bancos de datos internacionales.
- Elaboración de un Reglamento en el que se justificase el requerimiento de los análisis y se describiese el programa de realización de los mismos. Este Reglamento sería desarrollado mediante Guías de Seguridad.
- Potenciación de las relaciones internacionales del CSN con la NRC, OIEA y Organismos Reguladores de otros países europeos que permita a su personal técnico la puesta al día permanentemente en esta tecnología.
- Plan de Investigación, fundamentalmente a partir del acuerdo general de investigación en seguridad nuclear entre la NRC y el CSN. El Plan de Investigación tendría como objetivo la asimilación de las nuevas técnicas y formación del personal en áreas como la interfase hombre-máquina y fiabilidad humana. Este Plan de Investigación se llevaría a cabo por las diversas organizaciones españolas relacionadas con la tecnología nuclear, en colaboración con Universidades interesadas en el desarrollo y asimilación de esta tecnología.
- El Fomento del Progreso Tecnológico sería otro de los objetivos del Programa Integrado, no solamente en el campo nuclear, sino extendiendo el uso y aplicación de estas técnicas a otros sectores industriales.



Infraestructura del Sistema de Instrumentación y Control.

En respuesta a la solicitud a las Centrales Nucleares de comentarios al documento «PROPUESTA DE PROGRAMA INTEGRADO DE REALIZACIÓN Y UTILIZACIÓN DE LOS ANÁLISIS PROBABILÍSTICOS DE SEGURIDAD EN ESPAÑA», preparado por el Cuerpo Técnico del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y con el fin de poder recoger de forma sistemática y coordinada la experiencia y argumentos del Sector Eléctrico al respecto, se decidió el análisis de dicho documento en el seno del Grupo Nuclear de UNESA, formado por representantes de todas las centrales nucleares, tanto en construcción como en explotación. El objetivo del trabajo realizado fue producir un documento de comentarios al Programa Integrado que sirviera de ayuda a la labor del Cuerpo Técnico del CSN. Se intentó, asimismo, transmitir a las Autoridades Reguladoras las preocupaciones e inquietudes del Sector sobre un tema que por su alcance, utilidad práctica y constante evolución debería estar enmarcado dentro de unos objetivos tales que las centrales nucleares resultaran beneficiadas en su seguridad y en la eficacia del servicio que prestan.

La revisión del Programa Integrado fue aprobado por el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear en el mes de junio, y puesto en marcha de forma inmediata al haberse requerido a CN de Almaraz, a finales del mes de junio, la realización de un Análisis Probabilístico de Seguridad de acuerdo con los criterios fijados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

EL ORGANISMO REGULADOR

La aplicación del principio de defensa en profundidad y de la amplia normativa que lo desarrolla, junto con la aplicación de las técnicas de cuantificación de riesgos se contempla con la existencia de un Organismo Regulador de todas las actividades relacionadas con la industria nuclear y la protección radiológica cuya mi-

sión fundamental es velar por el funcionamiento seguro de las instalaciones nucleares y radiactivas, a través de su intervención a lo largo de todo el proceso de licenciamiento de las mismas. Salvo ligeras diferencias de unos a otros, los organismos reguladores en los países occidentales tienen unas funciones y competencias muy similares interviniendo de forma directa y exclusiva en todo lo relacionado con la seguridad nuclear y protección radiológica. En España, el Consejo de Seguridad Nuclear está constituido como Ente de Derecho Público, independiente de la Administración Central del Estado, siendo el único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica debiendo informar preceptivamente de sus actividades únicamente al Congreso de los Diputados y al Senado.

Las funciones que el Consejo de Seguridad Nuclear tiene asignadas están definidas en la Ley 15/1980 de 22 de abril y viene desarrollándolas desde la constitución del Cuerpo Técnico del Consejo. Estas funciones que el Consejo tiene asignadas, además de las de carácter de asesoramiento, cuando sea requerido para ello, a los Tribunales y a los órganos de las Administraciones Públicas, de colaboración con las autoridades competentes, de información a la opinión pública, etc., siempre sobre materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, esencialmente son las siguientes:

- Emisión de informes al Ministerio de Industria y Energía previos a las resoluciones que éste adopte sobre Concesión de las Autorizaciones de emplazamiento, construcción, puesta en marcha, explotación y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas, autorizaciones de transporte de sustancias nucleares o materias radiactivas, así como de fabricación y homologación de componentes de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Estos informes son, además de preceptivos, vinculantes cuando tengan carácter negativo o denegatorio de una concesión y, asimismo, en cuanto a las

condiciones que establezca, caso de ser positivas.

- Realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares o radiactivas, en el transporte y en las fábricas de componentes durante las distintas fases de proyecto, construcción y puesta en marcha, con objeto de garantizar el cumplimiento de la legislación vigente y de los condicionamientos impuestos en las correspondientes autorizaciones.

El Consejo tiene facultad para la paralización de las obras en caso de aparición de anomalías que afecten a la seguridad.

- Llevar a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas durante su funcionamiento, con objeto de asegurar el cumplimiento de todas las normas y condicionamientos establecidos.

El Consejo tiene autoridad para suspender el funcionamiento de las instalaciones por razones de seguridad.

- Controlar y vigilar los niveles de radiación en el interior y exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- Conceder y renovar, mediante la realización de las pruebas que el propio Consejo establece, las licencias necesarias para el personal de operación de las instalaciones nucleares y radiactivas, supervisores, operadores y jefes de servicio de protección radiológica.

Creemos que es preciso que todos colaboremos en crear un ambiente de confianza en esta Institución del Estado aunque evidentemente se produzcan, a nivel técnico, diferencias o discrepancias. La andadura realizada por el Consejo de Seguridad Nuclear, como corresponde al desarrollo tecnológico internacional, desde su constitución, ha sido muy importante, pero queda todavía mucho por realizar, sobre todo en el campo del desarrollo de la Reglamentación y Normativa que establezca el marco legal al que deban ajustarse las instalaciones nucleares y radiactivas, tanto en construcción como en explotación así como en la resolución de temas genéricos de seguridad.

Consideramos que entre el Consejo de Seguridad Nuclear y los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas debe existir un ambiente de colaboración en la resolución de los problemas que a diario se presentan y superar posibles recelos mutuos puesto que, el objetivo fundamental que persiguen es común a ambos, es decir, el funcionamiento seguro de estas instalaciones.

No hay que olvidar que el máximo responsable de la seguridad es el titular de la instalación y que la inversión realizada en la misma es una fracción importante del activo de la empresa propietaria, por lo que, aunque sólo fuera por el aspecto económico, constituye suficiente incentivo como para que el titular de la instalación sea el primero en poner todos los medios razonables a su alcance que garanticen el funcionamiento seguro y fiable de la instalación.

Se presentan, sin embargo, situaciones

o sucesos en los cuales su solución da lugar a discrepancias entre el Cuerpo Técnico del Consejo y el Titular de la Instalación, como consecuencia de la aplicación de una metodología determinista en el análisis de la seguridad de las centrales nucleares generando soluciones cuyo margen de seguridad es desconocido. La asimilación y utilización de las técnicas probabilísticas permitirá, de una forma objetiva, cuantificar el grado de seguridad añadido por cada solución posible, consiguiéndose una optimización del diseño, facilitando la resolución objetiva de este tipo de discrepancias.

El proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares es también bastante similar en todos los países occidentales y, aunque en ocasiones complejo y susceptible de mejora, constituye un medio de garantizar al máximo que durante todas las fases de un proyecto, desde el diseño básico hasta su desmantelamiento final pasando por la operación y mantenimiento, se realizan todas las actividades no solamente con arreglo a los más rigurosos criterios de seguridad, sino que dichas actividades son supervisadas permanentemente por el Consejo de Seguridad Nuclear, con amplias facultades para interrumpir las actividades que considere pueden comprometer la seguridad de la instalación, aunque siempre es el Ministerio de Industria y Energía la Autoridad competente en el otorgamiento de licencias y autorizaciones o en materia sancionadora.

La supervisión del Consejo de Seguridad Nuclear se realiza básicamente a través de:

- Evaluación de la documentación técnica.
- Inspecciones y auditorías continuas que se realizan durante todas las fases del proyecto, construcción y operación.
- Concesión de las licencias de los operadores.
- Asignación de un inspector residente permanentemente en las centrales nucleares en operación.
- Establecimiento de límites en la operación y control del cumplimiento de los mismos.

Es evidente que la supervisión y control del Consejo de Seguridad Nuclear, durante las fases del proyecto de una instalación nuclear, así como el buen hacer de todas las organizaciones implicadas, no garantiza de forma absoluta la seguridad de la instalación ni la ausencia de defectos o fallos humanos, pero sí constituye un elemento esencial en la consecución del objetivo de la seguridad.

ACCIDENTES SEVEROS

El proceso de licenciamiento de las centrales nucleares españolas, igual que la del resto de los países con centrales nucleares en explotación o construcción, está basado, en lo que a análisis de accidentes se refiere, en los Accidentes Base de Diseño. Las evaluaciones de la seguridad de las instalaciones y los análisis y

consecuencias de accidentes se realizan, por tanto, de acuerdo con los Accidentes Base de Diseño definidos para cada tipo de instalación y siguiendo los clásicos análisis de accidentes de tipo determinista. Aunque la probabilidad de ocurrencia de cualquiera de estos accidentes es muy baja y para los de mayores consecuencias sus efectos sobre la salud y bienestar del público suelen ser inferiores a los de otros accidentes en ciertas industrias convencionales, no pueden ser totalmente excluidos.

El objetivo de que los sistemas de seguridad previstos para hacer frente a los Accidentes Base de Diseño limiten las consecuencias de los mismos a valores admisibles, proporciona asimismo la evidencia de que también harán frente a accidentes menos importantes que envuelvan cargas más pequeñas. Por otro lado, accidentes que envuelvan consecuencias más importantes que los Accidentes Base de Diseño se consideran tan poco probables que pueden ser excluidos del proceso de licenciamiento y diseño de la central.

Esta consideración determinista de los accidentes que es práctica común en la tecnología nuclear es también una herramienta utilizada y efectiva en tecnologías convencionales.

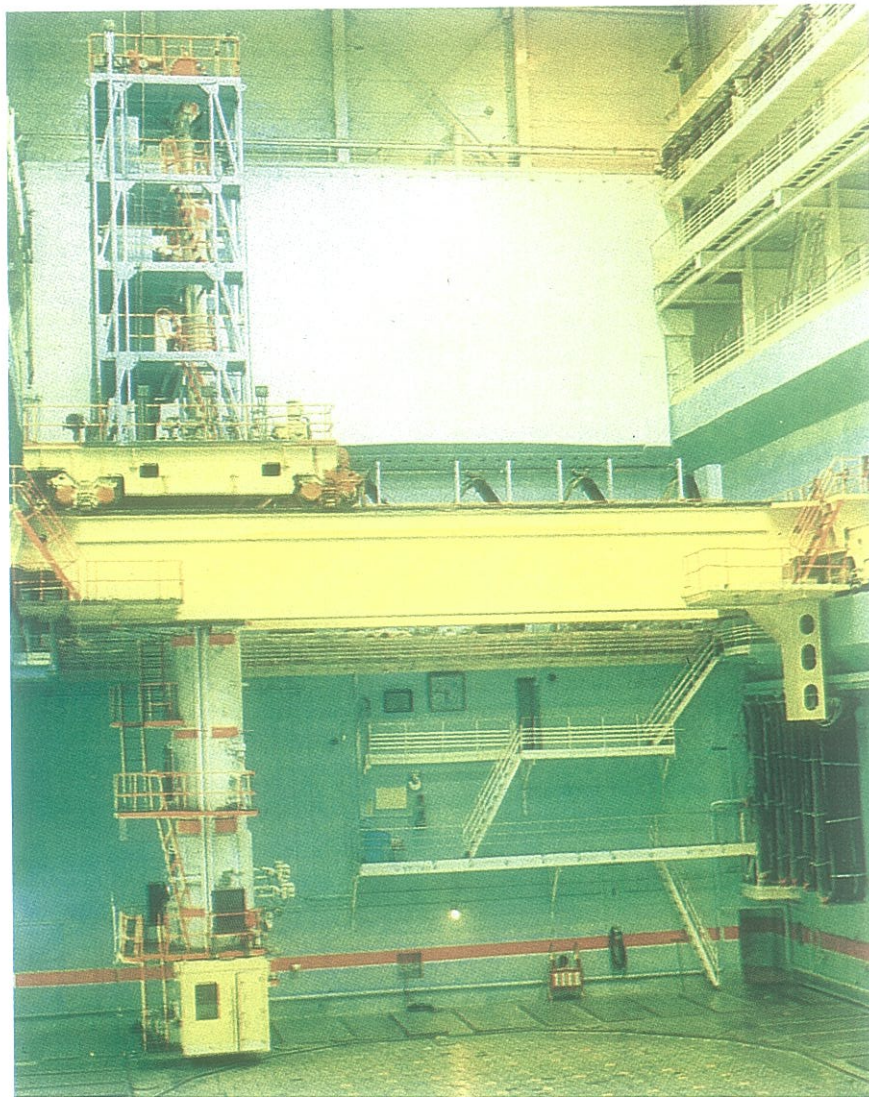
Sin embargo es obvio que, a pesar de

las muchas precauciones adoptadas, no pueden ser totalmente excluidos con certeza absoluta accidentes que conlleven una potencialidad de producción de daños mucho mayores a las personas y al medio ambiente que los Accidentes Base de Diseño.

Estos accidentes que van más allá de las bases de diseño reciben hoy en el nombre de Accidentes Severos.

Prácticamente desde los comienzos de la utilización de las centrales nucleares como fuente de energía eléctrica se ha investigado sobre las consecuencias de este tipo de accidentes, que van más allá de los accidentes Base de Diseño. El primero de estos estudios fue el informe Brookhaven, WASH 740, que fue publicado en 1957. En este informe no se incluía la influencia mitigadora de los sistemas de seguridad. Posteriormente, el mencionado informe Rasmussen WASH 1400 dio un salto cualitativo en el análisis de estos Accidentes Severos introduciendo las técnicas de análisis probabilístico de riesgos y asociando una cierta probabilidad a cada accidente y sus consecuencias. Hoy día como ya se sabe los Análisis Probabilísticos son utilizados con relativa frecuencia en prácticamente todos los países del área occidental con centrales

Vista de la parte superior del reactor con la máquina de recarga.



nucleares no sólo para mejorar la fiabilidad de las mismas, sino para calcular las probabilidades y consecuencias asociadas a Accidentes Severos.

DESCRIPCION DE UN ACCIDENTE SEVERO EN UN REACTOR DE AGUA LIGERA

Si los sistemas de seguridad de un reactor nuclear funcionan de acuerdo con sus objetivos de diseño, no se producirán daños fuera de la central, incluso en el caso de accidentes. Sólo se pueden prevenir emisiones importantes de materiales radiactivos al medio ambiente si varios sistemas de seguridad fallaran simultánea o concatenadamente. En resumen, para una emisión importante de materiales radiactivos al exterior es necesario que las vainas que encierran el combustible estén seriamente dañadas, que haya fugas en la barrera de presión del refrigerante del reactor y que la contención falle.

Un reactor de agua ligera es intrínsecamente seguro, quiero decir que, a diferencia de los reactores del tipo RBMK soviéticos y CANDU canadienses, el coeficiente de huecos en condiciones normales de operación es siempre negativo. Esto trae como consecuencia que una excursión de potencia sea automáticamente detenida antes de producir daños estructurales al reactor.

En el período de operación se encuentran presentes grandes cantidades de productos de fisión radiactivos. En operación normal estos están prácticamente contenidos dentro del material combustible y encerrados dentro de las vainas de una aleación de zirconio. Como resultado de la desintegración radiactiva de los productos de fisión se genera calor que tiende a que la temperatura del combustible aumente incluso con el reactor parado si no hay una refrigeración suficiente.

Por ello, el reactor dispone de sistemas de seguridad que proporcionan refrigeración al núcleo, tanto si los sistemas de refrigeración normal fallan como si se produjera un accidente (algún Accidente Base de Diseño) que impidiera la refrigeración normal del núcleo.

En el caso de accidentes hipotéticos más severos, en los que se suponga que los sistemas de seguridad no funcionan o funcionan de forma degradada tal que el núcleo pierda su refrigeración adecuada, el núcleo se dañará por sobrecalentamiento y se emitirán sustancias radiactivas fuera del combustible.

El proceso o secuencia de sucesos que se producirían en el caso de un accidente severo podrían ser de forma simplificada como sigue.

A temperaturas del orden de los 900 °C el zirconio de las vainas comenzará a reaccionar con el vapor de agua produciendo hidrógeno y calor. A temperaturas por encima de los 1.300 °C la reacción es bastante rápida, acelerando el calentamiento del combustible. La producción de hidrógeno no sólo depende de la temperatura del circonio, sino también de la cantidad de vapor disponible.

De acuerdo con ciertos estudios y análisis el calentamiento del combustible, debido al calor de desintegración y a la reacción circonio-agua, es tal que, aproximadamente al cabo de una hora de estar el núcleo descubierto, la temperatura del centro del núcleo alcanzará valores de hasta 2.800 °C y el combustible empezará a fundir. Gotas de material fundido resbalarán hacia abajo a lo largo de las varillas hasta regiones más frías, donde resolidificarán y bloquearán parte de los canales entre las varillas. Por este mecanismo se irá formando un bloque de material solidificado de combustible y materiales estructurales (Corium), en forma de tazón que se irá incrementando por las nuevas aportaciones de material fundido. Una vez que se haya acumulado en el tazón de corium solidificado una cierta cantidad de material en semifusión, esta comenzará a descender hacia la parte baja de la vasija. Se estima que la cantidad de corium semifundido que habrá alcanzado la parte inferior de la vasija del reactor al cabo de una media hora será del orden de los dos tercios del combustible del núcleo. El resto del combustible se irá calentando más lentamente y tardará varias horas en fundir.

La suposición de que el corium fundido es retrasado por un bloque de corium solidificado en forma de tazón, es importante, ya que conduce a que la cantidad y velocidad de formación de vapor por el agua almacenada en la parte baja de la vasija sean moderadas.

También son importantes para el paso del corium, a través del fondo de la vasija, el tamaño y el número de penetraciones y la presión en el interior de la vasija.

Un reactor de agua en ebullición (BWR) contiene del orden de cien penetraciones en la parte inferior de la vasija del reactor a través de las cuales se insertan los accionadores de las barras de control, así como unos cuarenta manguitos para el paso de la instrumentación del núcleo. Un reactor de agua a presión (PWR), cuyas barras de control se accionan desde la parte superior, tiene también como el BWR manguitos en la parte inferior de la vasija para el paso de la instrumentación del núcleo.

Cuando se haya almacenado una cantidad suficiente del corium fundido en la parte baja de la vasija, el corium empezará a atravesar la vasija por los puntos más débiles. El proceso de atravesar una penetración ya deteriorada es cuestión de varios minutos.

El caudal de salida del corium fundido de la vasija del reactor es función de la diferencia de presión entre la vasija y la contención. La presión dentro de la vasija del reactor será baja, ya que probablemente en una fase anterior el circuito del refrigerante del reactor se habrá despresurizado. Por ello, el corium fundido saldrá a través de los orificios de la vasija del reactor debido principalmente a su peso.

En un BWR parte del corium fundido se solidificará sobre las estructuras relativamente compactas que soportan los ac-

cionadores de las barras de control y sobre estos mismos. Sin embargo, la mayor parte del corium fundido alcanzará el fondo del recinto de contención después de atravesar esos obstáculos. En algunos BWR el corium es recogido en el suelo y después de poco tiempo drena a una piscina inferior. Mientras está el corium en el suelo de hormigón se produce una reacción entre ambos, produciéndose vapor de agua que a su vez reaccionará con el corium produciendo hidrógeno. Parte del corium se solidificará en el suelo de cemento. Cuando el corium entre en el pozo húmedo (piscina), se fragmentará y enfriará. La presión y temperatura en el recinto de contención se elevarán lentamente. En un BWR sin pozo húmedo bajo la vasija del reactor el proceso será como el anteriormente descrito sin la contribución de la reacción corium-pozo húmedo.

En los PWR, cuya geometría difiere significativamente de la de los BWR, la combustión del hidrógeno puede contribuir de forma significativa al incremento de presión. Sin embargo, el gran volumen de la contención hará que también el incremento de presión sea lento.

Paralelamente a todo el proceso anterior de incremento de la presión y temperatura en la contención debido al calor de desintegración del núcleo y las reacciones del corium con los materiales estructurales de la contención, se produce la emisión de parte de los productos de fisión del núcleo a la atmósfera de la contención. La cantidad y velocidad de emisión de productos de fisión es función de su volatilidad. En una fusión de núcleo se supone que se emiten el 100 % de los gases nobles y la mayor parte de los productos de fisión volátiles. Los productos de fisión menos volátiles se emiten en menor proporción y parte de ellos se deposita en las superficies internas más frías de la vasija del reactor o de las estructuras o pared de la contención. Aquellos depositados en superficies más calientes y con un calor de desintegración más alto pueden volver a revaporizarse. En el desarrollo actual de la tecnología falta mucho por conocer sobre los procesos de deposición y revaporización de las partículas de materiales radiactivos en la atmósfera de la contención.

Durante el ataque del corium fundido al hormigón se produce una emisión de burbujas de vapor y partículas de cemento. El tamaño de las partículas en suspensión en la atmósfera de la contención tiende a aumentar debido a que pueden quedar unidas después de chocar entre sí y a la condensación del vapor de agua sobre ellas. Los mecanismos de retención de partículas que impiden el posible escape de las mismas de la contención es también actualmente un área de investigación. Estos mecanismos operan de diferentes formas y a diferentes velocidades según el tamaño de las partículas. El grado de retención depende también, de forma importante, de los procesos químicos (aditivos químicos) dentro de la contención, aunque sobre este tema existen asimismo grandes incertidumbres.

En las secuencias de accidente donde las partículas tienen un largo período de residencia en la contención, la retención de partículas en la contención puede ser considerable.

Por último, la integridad estructural de la contención, la aparición de grietas en sus paredes y los escapes de fugas a través de posibles caminos alternativos (ventilación de edificios auxiliares), juegan también un papel de primordial importancia sobre las consecuencias del accidente en el exterior. Dentro de los análisis probabilísticos de Accidentes Severos se suelen postular desde grandes roturas de la contención hasta la aparición de pequeñas fisuras o grietas en las paredes de la contención un largo período después del inicio del accidente. Otra posible vía de fugas de materiales radiactivos de la contención es a través de la losa base por interacción del Corium con el hormigón de la misma. Esta vía podría contaminar el manto de agua freático y a través de él los pozos y ríos.

Como se ha indicado anteriormente, la probabilidad combinada de un fallo en los sistemas de refrigeración del núcleo, asociado o no a un accidente que produzca la fusión del núcleo, y de una degradación importante de la contención que conduzcan a consecuencias importantes, desde el punto de vista radiológico, en el exterior de la central, es tan pequeña, de forma absoluta o comparada con otras actividades humanas o fenómenos naturales que produzcan efectos análogos, que no se han considerado en el diseño ni en el proceso de licenciamiento de las centrales nucleares actuales.

INVESTIGACION Y DESARROLLO SOBRE ACCIDENTES SEVEROS

Uno de los resultados del accidente de la central de TMI-2 ha sido el gran incremento en el esfuerzo de investigación sobre accidentes en reactores, no sólo en los EE. UU. de América, sino en la mayor parte de los países avanzados con programas nucleares en marcha. Los estudios experimentales requieren en general fuertes inversiones, por lo que a menudo se realizan mediante colaboraciones internacionales. Como no es posible en este artículo hacer una reseña, aunque sea sucinta, de todos los programas en desarrollo se incluye a continuación una descripción resumida de las más significativas para el programa español de centrales nucleares.

El programa IDCOR

IDCOR corresponde a las iniciales del programa «Industry Degraded Core Rule-making». Es un proyecto conjunto de las compañías americanas con centrales nucleares que tiene el objetivo de estudiar accidentes severos en centrales americanas actuales. Este proyecto es una iniciativa de la industria con respecto a la intención de la NRC de decidir si los requisitos de seguridad y licencia de las centrales presentes o futuras necesitan ser alte-

rados en relación con accidentes severos del tipo de TMI-2.

El objetivo de IDCOR era desarrollar un conjunto de consideraciones sobre accidentes severos, bien documentada y técnicamente justificadas, que dieran base a la consideración de ciertos comentarios de las compañías con centrales nucleares en el proceso de toma de decisiones de la NRC. IDCOR ha trabajado en procesos importantes en conexión con accidentes severos, como son la formación y combustión de hidrógeno, las explosiones y el comportamiento del vapor en la contención, la capacidad de enfriamiento de los fragmentos del núcleo, y las fugas de sustancias radiactivas a los alrededores de la central. Fruto de los trabajos ha sido el paquete de programas MAAP-FPRAT-RETAIN. Los programas fueron utilizados en cuatro centrales nucleares representativas de distintos tipos de central.

Los resultados de IDCOR pueden resumirse en:

- a) La probabilidad asociada a los accidentes severos es extremadamente baja.
- b) Los términos fuente, es decir, las cantidades y especies de sustancias radiactivas que se emiten al exterior en accidentes severos son mucho menores que los calculados en estudios anteriores.
- c) Los riesgos y consecuencias al público, debido a accidentes severos, se consideran inferiores a los predichos por estudios anteriores y mucho menores que los dados en los objetivos de seguridad provisionales de la USNRC.
- d) IDCOR ha llegado a la conclusión de que no se producirán alteraciones de diseño ni de operación importantes en las centrales actuales.

Estas conclusiones, publicadas en 1985, resumen el trabajo de tres años en más de 50 áreas técnicas.

Estudio de términos fuente por el BCL

A petición de la USNRC los laboratorios de Battelle Columbus (BCL) iniciaron un estudio extensivo en el cual se calculaba el término fuente para cinco tipos de centrales nucleares de agua ligera, los resultados se detallan en el documento aún en fase de Borrador BMI-2104, que ha sido publicado en 7 volúmenes. Como resultado de estos trabajos se han preparado los códigos de computadores MARH, MERGE, CORSOR, TRAP MELT y NAUA. Los cálculos se realizan sobre la base de nuevas informaciones sobre la liberación de sustancias radiactivas del combustible sobrecalentado y el efecto de las reacciones químicas sobre las condiciones de transporte. (Por ejemplo, hoy día se sabe que el Cesio y el Iodo se combinan para dar Ioduro de Cesio (ICs), que es transportado en forma de vapor o de partículas según la temperatura).

En el informe se estudian secuencias de accidentes similares a las del informe Rasmussen. Cuando se comparan los re-

sultados de ambos informes se observa que en los casos en que la contención no se degrada hasta después de varias horas de la fusión del núcleo, las emisiones de Iodo son del orden de un décimo de las calculadas en el informe Rasmussen; mientras que para las secuencias de accidentes en que hay fugas importantes o bypass de la contención, los resultados de los dos estudios son semejantes.

El informe BCL incluye algunos procesos no considerados en el informe Rasmussen, como es la retención de sustancias radiactivas en la vasija del reactor y tuberías del sistema de refrigerante del reactor, que en algunos casos ha resultado considerable, aunque existen incertidumbres sobre el destino final de estas sustancias debido a la revaporización causada por el calor de desintegración.

Marviken-V: ensayo de transporte de aerosoles

Este proyecto realizado mediante cooperación internacional (Suecia, EE. UU., Japón, Canadá, Gran Bretaña, Holanda, Francia y Finlandia) se inició en 1982 en las instalaciones de Marviken y estaba prevista su terminación para finales de 1985.

El proyecto comprende estudios experimentales sobre transporte de aerosoles sobre un modelo a gran escala de un sistema primario de un reactor. Se estudia el comportamiento de dos tipos de sustancias:

- a) Productos simulados de fisión (Cesio, Iodo, Teluro) que se suponen se liberan en las primeras fases del accidente.
- b) Elementos simulados del núcleo Corium (Plata y Manganeseo en PWR, Manganeseo, Estaño y Boro en un BWR) que se supone se libera en fases más avanzadas del accidente.

El proyecto tiene los siguientes objetivos:

- a) Obtención de datos que permitan la verificación y calibrado de códigos de computador.
- b) Pruebas a escalas grandes con concentraciones altas de aerosoles.
- c) Conocimiento del transporte de aerosoles para productos de fisión con y sin corium.
- d) Conocimiento realista de la química en el comportamiento de aerosoles.
- e) Simulación de sistemas de refrigeración en PWRS y BWRS.

El primer experimento en el que los productos de fisión simulados fueron vaporizados a baja temperatura e introducidos en un modelo de presurizador y tuberías del primario asociadas fue realizado en mayo de 1983 y a temperaturas más altas en octubre. En noviembre de 1984 se realizó un nuevo experimento con productos simulados de fisión, producidos en un generador de aerosoles e introducidos en un modelo de la vasija del reactor, presurizador y sistema de tuberías. Para 1985 estaba previsto un experimento semejante, con la participación del corium,

Mayor seguridad...

CABLES RADIFLAM PIRELLI EN EL SECTOR NUCLEAR

La seguridad conjunta del todo de una Central Nuclear depende de la fiabilidad, duración y seguridad de los componentes.

Los cables eléctricos RADIFLAM PIRELLI para el sector nuclear, elaborados con materiales cualificados y contruídos con técnicas sofisticadas, son fruto de una selección de avanzadas investigaciones y experiencias científicas.

Los cables tipo RADIFLAM PIRELLI superan por eficiencia y seguridad todas las más rigurosas normativas y prescripciones existentes.

Incorporación de materiales tipo AFUMEX (desprovisto de halógenos y con muy escaso volumen de humos al arder) a los cables con destino a Centrales Nucleares.

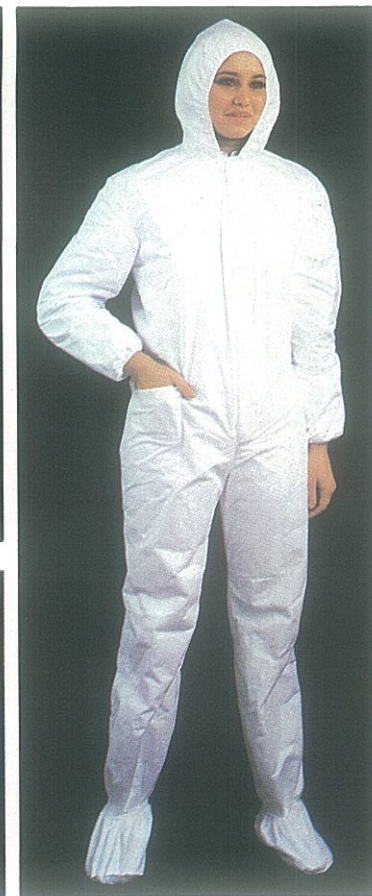
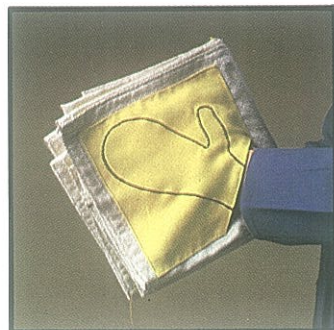
PIRELLI

Cables Pirelli s.a.

Rambla Pirelli, 2 - Tel. (93) 815 00 00 Telex 52349
RSTU E - Telecopiadora (93) 8150111 Apartado 1
VILANOVA I LA GELTRU (Barcelona)



Cámara "3M cube test" de los laboratorios Pirelli para el control de los humos.



**Estudiamos, diseñamos
y confeccionamos
la prenda que usted necesita
para su protección personal**

- Equipos de protección para trabajos:
con calor radiante
con proyecciones de metal fundido
aproximación e intervención al fuego
- Vestuario específico para brigadas de bomberos
- Prendas especiales para ambientes estériles.
- Prendas especiales para protección radiológica.
- Prendas antiácidas, antifuego, antiestáticas y para cualquier trabajo especial.
- Supervivencia en fuegos:
mantas apagafuegos
máscara de escape con suministro de oxígeno.

SILTEMP®

BARRERA TÉRMICA

DISTRIBUIDORES EXCLUSIVOS PARA ESPAÑA Y PORTUGAL

KLEVERS

TEJIDOS FIBRA DE VIDRIO

HMYC

SUMINISTROS E INSTALACIONES INDUSTRIALES

del que no hemos tenido aún noticias de sus resultados.

Programa sobre Daños Severos en el Combustible (SFD)

La USNRC inició el programa SFD en 1982, como parte del programa SARP (programa de investigación sobre Accidentes Severos) de la administración que se estableció después del accidente TMI-2. En el programa participan, además de los EE. UU., Bélgica, Canadá, Alemania Federal, Italia, Corea, Holanda y Gran Bretaña, y tiene como objetivo el obtener bases experimentales para el desarrollo de programas de computador que analicen los procesos físicos y químicos asociados a la fusión del núcleo en Accidentes Severos. En particular:

- La magnitud y liberación de hidrógeno del núcleo en función del tiempo.
- La magnitud, liberación y forma química de productos de fisión y aerosoles del sistema primario en función del tiempo.
- El transporte y la deposición de los productos de fisión y aerosoles en el sistema primario.
- El comportamiento del combustible sobrecalentado hasta e incluyendo la rotura de la vasija y las cargas resultantes sobre la contención.
- La capacidad de enfriamiento del núcleo.

El programa se subdivide en un conjunto de proyectos o ensayos parciales.

PBF

Comprende los experimentos llevados a cabo en la «Power Burst Facility», en Idaho Falls, sobre un conjunto de 32 varillas de combustibles de cerca de 1 metro de largo que se someten a temperaturas crecientes hasta aproximadamente 2.200 °C. Se han realizado al menos hasta la fecha, 3 de los 4 experimentos previstos, midiéndose la generación de hidrógeno y la distribución de temperatura en el combustible y en la fase gaseosa y estudiándose los cambios de geometría del combustible dañado.

NRU

Comprende los experimentos previstos durante 1985 y 1986 en el «National Reactor Universal» (NRU), en Chalk River-Canadá. Las temperaturas alcanzadas son del orden de 1.800 a 2.200 °C, estudiándose principalmente la oxidación de las vainas en varillas de combustible de longitud típica y la generación de hidrógeno.

ACRR

Comprende experimentos a escala reducida para el estudio de la rotura del combustible y la liberación de productos de fisión que se realizan en el «Annular Core Research Reactor» de los laboratorios de Sandia, en los EE. UU. de América. Se trabaja con combustibles de 9 a 12 varillas de 0,5 m. de longitud, tanto

cuadrados como no cuadrados. El conjunto experimental permite la observación directa de los cambios geométricos en el combustible, medidas de la velocidad de liberación y estado químico de los productos de fisión, generación de aerosoles o investigación sobre la capacidad de refrigeración de fragmentos del núcleo.

KfK

En el centro de investigaciones nucleares (Kernforschungszentrum) de Karlsruhe, en Alemania Federal, se realizan experiencias sobre el comportamiento termodinámico, analítico y metalúrgico de las reacciones entre el dióxido de uranio, zircaloy y vapor de agua, así como investigaciones sobre las propiedades de los productos de fisión y aerosoles.

TMI-2

Los trabajos de investigación sobre el núcleo dañado del reactor de TMI-2 forman una parte importante del proyecto SFD. De estos trabajos se podrá obtener información de gran valor sobre un caso real de daños severos a un núcleo del reactor. Los resultados experimentales se están utilizando para desarrollar y validar dos programas de computador de los que se dispone ya de versiones de trabajo: el paquete de análisis de daños severos al núcleo SCDAP (Severe Core Damage Analysis Package) y el modelo de progresión de fusión MELPROG (Melt Progression Model). El primero, SCDAP, trata de las condiciones del núcleo descubierto mientras se conserva más o menos su geometría y calcula la generación de hidrógeno, la fusión de las vainas, la liberación de productos de fisión y la fragmentación y capacidad de enfriamiento después de la reinundación. El segundo, MELPROG, calcula el comportamiento y fusión del núcleo dentro de la vasija del reactor incluyendo su rotura.

El proyecto SFD que se inició en 1982, se prevé se terminará en 1987 y costará del orden de 30 millones de dólares (unos 4.000 millones de ptas.).

PROYECTO DEMONA

Este proyecto se realiza en el Centro de Investigaciones Nucleares de Karlsruhe (KfK) y tiene como objetivo el estudio de la liberación de productos de fisión de combustible sobrecalentado y del comportamiento de aerosoles nucleares.

El conjunto experimental es un modelo de la contención del reactor de la unidad «A» de la Central de Biblis, a escala 1:4 (640 m³) y está situado en Battelle/Frankfurt. La situación de accidente que se estudia se inicia 4 a 6 horas después del comienzo del accidente, cuando la presión en la contención es del orden de 2 a 3 atmósferas. Las pruebas están encaminadas a los objetivos siguientes:

- Demostración a gran escala y bajo condiciones realistas de la eficiencia de los procesos naturales para extraer los aerosoles formados en la fusión del núcleo.

- Validación del código NAUA sobre comportamiento de aerosoles en la contención.
- Validación del código COCAMEL para el cálculo de condiciones termodinámicas en la contención.

El coste del proyecto se estima en unos 10 millones de DM (unos 600 millones de ptas.).

PROGRAMA LOFT (LOSS OF FLUID TEST)

LOFT es un programa internacional y multiinstitucional llevado a cabo por la OCDE y diversas instituciones estadounidenses del gobierno federal y de la industria (EPRI) con el DOE como Agente Operativo. En el programa, del que España forma parte, participan además Alemania Federal, Austria, Finlandia, Italia, Japón, Reino Unido de Gran Bretaña, Suecia y Suiza. Las aportaciones individuales de los países participantes oscilan entre los 0,3 y 5 millones de dólares.

El programa consta de 6 experimentos ya realizados sobre caudales de escape y fenómenos termohidráulicos en reactores PWR para varios tipos de accidente, y otros dos experimentos adicionales que comprenden estudios sobre la liberación de productos de fisión.

En el primero de estos dos últimos (LP-FP-1) se supone una rotura en guillotina de la rama fría seguida de la inyección de agua de emergencia en las ramas frías y parte superior de la vasija, limitándose la temperatura a unos 1.000 °C, es decir, 100 a 200 °C por encima del límite de fractura de las vainas. Los objetivos de este experimento son:

- Determinación de la retención de productos de fisión volátiles en las superficies de la parte superior de la vasija en la fase de calentamiento.
- Determinación de las cantidades de productos de fisión volátiles y gaseosos emitidos por el área de rotura en la fase de calentamiento.
- Determinación de las cantidades de productos de fisión volátiles transportados al tanque de descarga.
- Determinación de las cantidades de productos de fisión que permanecen y que son transportados al sistema primario en función del tiempo en la fase de reinundación del núcleo, estudiándose el efecto de la refrigeración de emergencia sobre las tasas de fugas del combustible dañado.
- Determinación de la cantidad y distribución de productos de fisión volátiles entre el combustible, el sistema primario, y el sistema de descarga.
- Determinación cualitativa de las formas químicas en que aparece el Iodo durante las fases de calentamiento y reinundación.
- Determinación de las condiciones termohidráulicas y respuestas térmicas del núcleo.
- Determinación del efecto del sistema de refrigeración de emergencia sobre la retención de productos de fisión.

El último experimento LP-FP-2 simula una rotura en el sistema de refrigeración de emergencia de baja presión, que produce una emisión directa desde el sistema primario al exterior de la contención. Esta secuencia ha sido identificada como la de mayor riesgo en reactores de agua presión PWR. Durante el experimento la parte central del núcleo alcanzará una temperatura superior a los 1.800 °C durante al menos 3 minutos. Esto produce una reacción violenta entre el zircaloy de las vainas y el agua y la emisión del 20 al 40 % de los productos de fisión contenidos en el combustible. El experimento tiene los siguientes objetivos:

- Determinación de la fracción de productos de fisión volátiles y aerosoles transportados afuera del sistema primario.
- Determinación de la retención de productos de fisión volátiles sobre las superficies del sistema primario.
- Determinación de la distribución de productos de fisión volátiles entre el combustible, el sistema primario y el tanque de descarga.
- Investigación de las condiciones termohidráulicas durante la primera parte de un accidente de pérdida de refrigerante vía el sistema de refrigeración de emergencia de baja presión.
- Medida del transitorio de temperatura en la varilla central durante una reacción violenta entre el metal y el agua, y determinación de la generación de aerosoles de plata, indio y cadmio de las barras de control.

Las gestiones para la adhesión de España al programa OCDE-LOFT, aunque hubo algunos contactos previos en 1982, puede decirse se iniciaron a principios de 1984. En noviembre de 1984 estando ya la participación prácticamente decidida se firmó un acuerdo entre los organismos españoles participantes (Consejo de Seguridad Nuclear-CSN, ENUSA, JEN, UNESA y la Universidad Politécnica de Madrid-UPM, representada por la cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII). El convenio de adhesión se firmó en febrero de 1985, aunque ya los científicos y técnicos españoles comenzaron a contribuir desde finales de 1984.

El acuerdo entre los Organismos Españoles participantes creó para la gestión del Convenio, un Comité de Dirección, en el que están representados todos ellos, con responsabilidad en la gestión y explotación del proyecto, una Dirección del Proyecto con funciones ejecutivas y una Dirección Científica con funciones asesoras. La Dirección del Proyecto dispone de un reglamento de funcionamiento y normas de procedimiento para el desarrollo de las distintas áreas del proyecto.

COMPORTAMIENTO DE AEROSOL EN ACCIDENTES SEVEROS DE REACTORES DE AGUA LIGERA-LACE

El programa LACE (LWR Aerosol Containment Experiments) es un proyecto de investigación emprendido por el

«Electric Power Research Institute» (EPRI) de los EE. UU. de América sobre fugas de aerosoles de la contención. En este proyecto, en el cual España ha decidido recientemente su participación, intervienen, además, Francia, Italia, Gran Bretaña, Finlandia, Suecia, Suiza, Japón, Canadá y la Comisión de las Comunidades Europeas. El presupuesto es de unos 600 millones de pesetas, financiados el 50 % por las entidades americanas y el resto por los demás participantes. La participación española está a su vez compuesta por varias organizaciones, estas son CIE-MAT-JEN, CSN, ENRESA, TECNATOM, UPM, ENUSA y UNESA, contribuyendo está última con el 73 % de la cuota.

Los objetivos básicos del proyecto, que están relacionados con el término fuente en caso de accidente son dos:

- Desarrollo de experimentos en modelos a gran escala para el estudio de los mecanismos de retención de aerosoles en condiciones de accidente severo y en caso de degradación de la contención.
- Obtención de bases de datos para la validación de códigos, principalmente para el cálculo de transporte y comportamiento de los aerosoles y de las condiciones termohidráulicas. La investigación sobre el término fuente será, además, de especial interés en los siguientes campos:

- Evaluación probabilística de riesgos (PRA).
- Planificación de emergencias.
- Diseño de recintos de contención.
- Diseño de sistemas de ventilación.

El programa consta de un programa base y de un programa de apoyo.

El programa base está constituido por seis experimentos a realizar en Hanford, Washington, EE. UU., en una planta experimental que dispone de un contenedor de 852 m³ que simula la contención o el edificio auxiliar. Los aerosoles generados en el exterior se dirigen al contenedor mediante un sistema de tuberías, estudiándose las condiciones termohidráulicas y los aerosoles en suspensión o depositados en las tuberías y en el contenedor.

Los seis experimentos a desarrollar se clasifican en tres tipos diferenciados que corresponden a otras tantas secuencias accidentales, que son:

- Transporte de los aerosoles al exterior del recinto de contención, bien al edificio auxiliar (Experimento LA 1), bien directamente a la atmósfera (Experimento LA 3).
- Fallo del edificio de contención en dos aspectos: fallo temprano con fugas continuas (Experimento LA 2) y fallo retardado con despresurización rápida y fenómenos de suspensión (Experimento LA 4).
- Despresurización súbita de recintos de contención con piscinas contaminadas, con fenómenos de arrastre (Experimento LA 6) y resuspensión (Experimento LA 5) a consecuencia de la vaporización del agua de las piscinas.

Los experimentos LA 1 y LA 2 han sido realizados en octubre de 1985 y febrero de 1986. El LA 3 durante el segundo trimestre del 86 y el LA 4 el mes de agosto. Los experimentos LA 5 y LA 6 están previstos para finales de 1986.

El programa de apoyo comprende un conjunto de actividades de desarrollo en diversas áreas que se requieren para asegurar la viabilidad del programa completo. Estas actividades abarcan: (1) Planificación o realización de experimentos preliminares, ejecución de cálculos y obtención de datos; (2) Ensayos independientes para interponer fenómenos individuales; (3) Cálculos pre-test y post-test, necesarios para interpretación y diseño de experimentos y validación de códigos.

Los resultados de las pruebas iniciales permiten deducir las siguientes conclusiones cuantitativas:

- Gran parte de los aerosoles se retienen en las tuberías conectadas al contenedor.
- Las partículas que llegan al contenedor son tan grandes que gran parte de ellas se depositan en la pared opuesta.
- Los aerosoles insolubles no se depositan tanto como los solubles.

EL PROGRAMA PHEBUS

El programa PHEBUS tiene como objetivo fundamental el estudio del comportamiento del combustible nuclear ante condiciones de accidentes en reactores de agua a presión. El programa se inició en 1982 y está promovido por el CEA/IPSN (Commissariat à l'Energie Atomique/Institut de Protection et de Sureté Nucleaire) Francés.

El programa PHEBUS consta de cuatro fases y comprende el desarrollo de una serie de modelos o programas de ordenador, la determinación de unas condiciones T/H similares a las que producirían los accidentes previstos y la realización de unos experimentos de tipo global, con combustible de tipo 17x17, en las instalaciones PHEBUS.

Durante las dos primeras fases, programadas para su desarrollo entre 1982 y 1986, y ya finalizadas, se han tratado accidentes de tipo LOCA y se ha supuesto que no había degradación del combustible.

La primera fase se enfocó principalmente, a definir y simular el conjunto de experiencias para obtener unas condiciones T/H de los experimentos, que produjese en el combustible unas situaciones transitorias, lo más similares posibles a las reales a que se vería sometido en un PWR.

La segunda fase tenía como objetivos verificar la modelización de los programas de ordenador en las áreas de:

- Deformación de barras.
- Roturas de barras.
- Oxidación externa e interna.

y obtener información en la fenomenología de:

- Bloqueo de caudal.
- Efecto del «quenching».

Estos ensayos, terminados recientemente, están en curso de interpretación y de utilización por extrapolación al caso de los reactores mediante los códigos CATHARE y CATHACOMB.

Las fases tercera y cuarta están dirigidas a tratar el problema de Daño Severo del Combustible (SFD), durante accidentes en los que se asume fallo de los sistemas de inyección de seguridad.

Los ensayos de la fase tercera están caracterizados por una subida de temperatura de 0,3 a 0,7 °C/s., obtenida mediante un descenso gradual del caudal de vapor. La temperatura máxima prevista es de 1.800 a 1.900 °C, lo que no excluye el que se sobrepase sensiblemente esta temperatura en algún punto, produciéndose una fuerte oxidación de las vainas de combustible. El experimento termina, por caída de barras y enfriamiento lento mediante helio, o rápido con agua, en diferentes repeticiones del ensayo.

Los ensayos de la fase IV son similares, pero alcanzándose temperaturas del orden de 2.500 °C, llegándose a la fusión total del combustible.

Estas fases del programa se realizarán entre 1986 y 1989, desarrollándose el programa ICARE.

El CEA se ha dirigido a la Comunidad Económica Europea para obtener su participación financiera para la transformación de la instalación PHEBUS y la realización del programa. También se han dirigido a la UKAEA/Gran Bretaña, GRS/República Federal de Alemania, JAERI/Japón, NRC/EE. UU. de América y España. El fin es desarrollar un programa mediante la formación de un consorcio internacional del tipo del LACE.

En estos momentos el CSN, ENUSA, JEN, UNESA y la UPM están considerando su participación conjunta en el proyecto siguiendo un modelo de Organización semejante al del LOFT. Esta participación se considera muy interesante ya que permitiría complementar a los otros programas en que se participa actualmente en este campo, ya que:

- El programa PHEBUS se ocupa del comportamiento del combustible ante accidentes LOCA y con daño severo.
- El programa TRANSRAMP sólo se ocupa del comportamiento del combustible ante operación normal y transitorios.
- El programa LOFT se ocupa preferentemente del comportamiento de los sistemas del reactor, el combustible es un componente definido.

El Programa TRANSRAMP, al que no se ha dedicado en este artículo una descripción detallada, es un programa de investigación cuyo objetivo fundamental es el estudio y experimentación de los mecanismos de interacción pastilla-vaina, rotura de vaina y propagación de grietas en combustible nuclear de reactores de agua ligera, durante la operación normal o ante transitorios de potencia rápidos. Este programa está promovido por el centro de estudios nucleares de STUSVIK (Suecia) y participan en él además de España va-

rios países, entre ellos los EE. UU. de América.

PROYECTO BETA

Como se ha indicado en otra parte de este artículo, en un Accidente Severo se supone que el corium fundido atravesará el fondo de la vasija del reactor cayendo al suelo de hormigón de la contención. La materia en fusión se estratificará de tal manera que los óxidos flotarán sobre los componentes metálicos. Los productos de fisión se disuelven en ambas fases y se calientan por su calor de desintegración. A causa del calor el cemento se descompone con formación de vapor y anhídrido carbónico y más tarde hidrógeno y nuevos aerosoles.

Después de un cierto tiempo el gas formado podría llegar a producir un rotura en la contención.

El proyecto BETA de Alemania Federal tiene como objeto disponer de una base para conocer y calcular las interacciones entre el corium fundido y el cemento. Los resultados se utilizarán para validar los programas de computador CORCON (desarrollado por los laboratorios Sandia), KAVERN (desarrollado por KWU) y WECHSL (desarrollo por el KfK). Estos códigos calculan la secuencia temporal, los productos formados y el balance de energía de la interacción entre el cemento y el corium fundido.

El conjunto experimental consiste en una losa de cemento sobre la que se vierte el material que es calentado indirectamente durante el experimento. Hay dos tipos de pruebas, unas con el material fundido a alta temperatura (a 2.300 °C) y otra con el material a temperaturas próximas a la solidificación (a 1.500 °C). En los cinco experimentos a realizar se miden la velocidad de penetración radial y axial, la emisión y composición de productos gaseosos, la producción de aerosoles y la temperatura en diferentes puntos del conjunto.

El programa comenzó en 1984 y si se desarrolló de acuerdo con el programa inicial hoy día se habrá finalizado.

ESTUDIO DE LA GENERACION DE HIDROGENO

En un Accidente Severo se forma hidrógeno principalmente por las reacciones entre el Zircaloy de las vainas y el vapor, pero también como ya se ha indicado en conexión con las interacciones entre el corium fundido y el cemento. Con el fin de estudiar estos fenómenos, el Instituto para la Investigación de Energía Eléctrica (EPRI) de los EE. UU. de América inició en 1981 un proyecto que comprende investigaciones sobre límites de combustión, deflagración, combustión controlada, aceleración de la llama y efecto sobre componentes de mezclas de hidrógeno. El proyecto ya ha finalizado y participaron en el mismo, además de los EE. UU. de América, Canadá, Suecia, Alemania Federal, Francia, Japón y Taiwan.

El programa del EPRI comprendía los siguientes subproyectos:

- Combustión de hidrógeno en aire en presencia de vapor o humedad. Llevado a cabo en Manitoba (Canadá) y Massachussets (EE. UU. de América). Los volúmenes de prueba fueron de 0,01 a 17 m³.
- Combustión controlada de hidrógeno. Efectuado en California en una vasija de 18 m³.
- Mezcla y distribución de hidrógeno en un volumen de 250 m³ en Handord, Washington.
- Combustión controlada de hidrógeno y efectos sobre equipos en grandes vasijas (2.100 m³) en el emplazamiento de pruebas de Nevada.
- Desarrollo de programas de computador que predigan la generación de hidrógeno y analicen su combustión en diferentes condiciones.

Se efectuaron 9 ensayos a gran escala donde se encendieron mezclas de hidrógeno vapor, aire y otras 12 también a gran escala, con inyección continua de hidrógeno en diferentes disposiciones de encendido. Asimismo se realizaron 15 experimentos en los que diferentes tipos de equipo fueron sometidos a la combustión de hidrógeno.

Los experimentos han mostrado que el incremento de presión y temperatura debidos a la combustión del hidrógeno son moderados; y que sólo se pueden producir ciertas detonaciones a grandes concentraciones de hidrógeno. Los resultados obtenidos permiten concluir que dado el gran tamaño de las contenciones el efecto de detonaciones de hidrógeno, si se produjeran, es muy improbable que fuera crítico.

OTROS EXPERIMENTOS

Ante la imposibilidad de citar todos los experimentos que, relacionados con los Accidentes Severos, se han realizado o se están desarrollando actualmente a continuación se citan algunos otros que también tienen interés particular:

- Estudios de cargas sobre la contención. Realizado por los Laboratorios Nacionales en Sandia (EE. UU. de América).
- Investigaciones experimentales sobre aumentos de presión debido a explosiones de vapor y generación de vapor debido a la interacción entre agua y materia en fusión. Realizado también en Sandia.
- Estudios sobre comportamiento del hidrógeno. Sandia.
- Investigaciones sobre retención de aerosoles en agua.
- Experimentos para estudiar la fusión del núcleo. Sandia.
- Estudios sobre la liberación de productos de fisión en la instalación SASCHA en el centro de investigaciones de Karlsruhe (Alemania Federal).
- Experimentos relativos al comportamiento de aerosoles en la instalación PITEAS. Francia.
- Análisis de mecanismos de fractura en contenciones PWR. Francia.