

LA NUEVA METODOLOGÍA PARA CUANTIFICAR EL RIESGO NUCLEAR. PERSPECTIVAS Y APLICACIONES

Agustín ALONSO SANTOS

INTRODUCCIÓN

Los actos de los hombres están dirigidos, de forma consciente o inconsciente, por el concepto de riesgo. Nada se hace sin una estimación perceptiva de que puede ir mal y acarrear consecuencias contrarias, o simplemente distintas de las esperadas. En toda estimación del riesgo, por muy preliminar que sea, siempre se considera la posibilidad de que algo vaya mal y la magnitud de este mal. En realidad, ambos elementos constituyen la esencia del *concepto de riesgo*, y son los que participan de forma primaria en su cuantificación.

Las realizaciones colectivas de los hombres, y muy en especial las tecnológicas, no pueden tampoco estar exentas de riesgos para sus propios creadores y para terceros. Estos riesgos se deducen de la experiencia y se toman medidas correctoras en el caso de que resulten intolerables. Esta no puede ser la solución ideal, el remedio, se dice, ha de venir antes que la enfermedad. A veces, los responsables consideran lo que llaman *el caso peor*, pero esto es un concepto subjetivo que a veces no llega y a veces se pasa. Se hace, por tanto, necesario desarrollar una metodología en la que se pueda cuantificar el riesgo con prioridad a la realización, sin los inconvenientes del citado *caso peor*. La tecnología nuclear ha intentado desde su origen realizar esta cuantificación, que tampoco ha sido ajena a otras tecnologías modernas.

Después de varios intentos valiosos, el gran paso se dio en 1975 con la publicación del *Reactor Safety Study* (1) en los EUA. Se desarrolló allí una nueva metodología, que está siendo aplicada con éxito en la mayor parte de los países con intereses nucleares. Aunque la nueva metodología no se desarrolló sin importantes desarrollos previos, nos referiremos sólo al *Reactor Safety Study*, como esfuerzo integrador de todo lo anterior y base de partida para los desarrollos que han tenido lugar desde su aparición. En este artículo se hará una presentación resumida del Estudio, así como de las circunstancias que le precedieron y siguieron. En un artículo del próximo número de NUCLEAR ESPAÑA se describen los programas de ordenador que se utilizan en las cuantificaciones.

La conversión de masa en energía eléctrica que se provoca y controla en las centrales nucleares requiere la interacción de complejos fenómenos nucleares, termohidráulicos, mecánicos y electromagnéticos, entre otros, que se han de realizar sobre un soporte físico que incluye componentes y estructuras, que a

su vez interaccionan entre sí formando sistemas y subsistemas. Resulta difícil tener una visión detallada del conjunto y de las interacciones entre las distintas partes, para cada una de las modalidades de funcionamiento, por lo que el proyecto y la explotación de tales máquinas se han de realizar por equipos de especialistas en las distintas disciplinas. Para que el resultado sea el esperado se han de integrar tales esfuerzos, lo que no ha resultado fácil. La nueva metodología para la cuantificación del riesgo es una herramienta muy válida para facilitar tal visión de conjunto, de aquí su importancia creciente en el proyecto y explotación racionales de estas instalaciones industriales.

Además, el concepto de riesgo y el de seguridad resultan complementarios. Lo que es seguro ofrece poco riesgo, y viceversa. Cualquier esfuerzo que se haga para reducir el riesgo consigue, en términos recíprocos, aumentar la seguridad. De aquí también el interés de la nueva metodología para las autoridades responsables del régimen de autorizaciones. En este interés por la seguridad no cabe descartar a la industria, ni a las compañías eléctricas explotadoras de la instalación, lo que amplía la validez e interés de las aplicaciones de la nueva metodología.

Las aplicaciones de la nueva metodología deben responder a la amplitud y al significado de cada una de sus partes. Además, tales aplicaciones habrán de incluir, por un lado, el grado de desarrollo de los países donde se aplican, la naturaleza de la organización para quien se realice el estudio y la fase o fases del proceso general que interesen o quieran destacarse. Mediante la aplicación de un operador, que incluya la naturaleza de la metodología, a las matrices que describan los otros aspectos mencionados, se obtienen conjuntos de aplicaciones muy diversas, que también serán expuestas en el texto.

EL REACTOR SAFETY STUDY

En el año 1972 entraba en servicio en España la Central Nuclear de Vandellós, la última de la primera generación, y comenzaba el proceso de autorizaciones, evaluación y selección de las centrales de la segunda generación. Por la misma época se agriaba en los EUA la polémica nuclear, que alcanzaría su punto culminante en España en torno al año 1976. En estas condiciones, el Presidente de la Comisión de Energía Atómica de dicho país, el Doctor James Schlesinger, que

Agustín ALONSO SANTOS es Licenciado en Ciencias Químicas, Doctor en Ciencias Físicas e Ingeniero Industrial. Catedrático de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, desde 1981, y en la misma Escuela, de la Universidad Politécnica de Barcelona desde 1976 a 1981. Participó en la creación y desarrollo del Departamento de Seguridad Nuclear de la Junta de Energía Nuclear, del que fue Director hasta la creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Ha sido Presidente de la Sociedad Nuclear Española. Conferenciante en cursos inter-regionales del OIEA.

había sustituido, en 1971, al Premio Nobel Doctor Glenn T. Seaborg, decidió en el mencionado año de 1972 se realizase un análisis de las centrales nucleares de los EUA en el que se llegase a la cuantificación del riesgo. El estudio recibiría posteriormente el nombre de *Reactor Safety Study*, o más familiarmente Informe Rasmussen, en atención al Profesor del MIT que dirigió el estudio.

En el verano de 1974, después de dos años de esfuerzos, se publicaba el borrador del estudio y se dieron dos meses de plazo para que las personas y organizaciones interesadas expusiesen sus opiniones antes de la publicación definitiva, que tuvo lugar en octubre de 1975. Por esa fecha, la polémica nuclear había alcanzado en España cotas elevadas, lo que llevó a que la Junta de Energía Nuclear tradujese un pequeño documento que había servido a la Comisión Reguladora Nuclear, sucesora de la Comisión de Energía Atómica, para su presentación a la prensa del país. Esta traducción fue entregada a los medios de comunicación social en una conferencia de prensa presidida por el Ilmo. Sr. Director de la Energía, Profesor J. L. Díaz Fernández. Como en otros países, la publicación del estudio no sirvió para convencer al movimiento antinuclear, aunque sí constituyó un documento decisivo desde el punto de vista científico, técnico y político.

El documento no pudo pasar desapercibido a la comunidad científica y técnica mundial. De hecho, el propio director del estudio, Profesor Norman C. Rasmussen, y su codirector y representante de la NRC, Mr. Saul Levine, presentaron el estudio, poco después de su publicación, en el seno de la UNESCO en París, a la comunidad científica y tecnológica europea. Representantes de la JEN participaron en la histórica jornada. Dentro de los propios EUA, organizaciones como la *American Physical Society* e individuos notables de la Academia y de la propia Administración, aunque elogiasen la metodología seguida, en términos generales, comentaron la falta de rigor en el tratamiento de algunos aspectos de la teoría de probabilidades y de los fallos y averías originados por causas comunes, así como la escasa validez de algunos de los datos de partida y los efectos de las perturbaciones provocadas por fenómenos externos, tales como terremotos.

Una situación confusa como la anterior, a la que contribuyó la propia actitud negativa de la NRC, no podía dejar de tener una repercusión política, lo que llevó al Congreso de los EUA a pedir que se revisase el estudio, lo que se encargó, en julio de 1977, a una Comisión presidida por el Profesor Harold Lewis, de la Universidad de California. Los comentarios del informe Lewis (2), publicado en septiembre de 1972, dan validez al estudio, si bien señalan la conveniencia de mejorar algunos aspectos, en particular los señalados antes; aparte de criticar en profundidad la propia presentación del estudio, en especial el resumen. Es inte-

resante hacer observar que una de las preocupaciones fundamentales, tanto del Congreso como de la NRC, giraba en torno a la utilización del estudio en el proceso de autorizaciones, lo que respaldó el informe Lewis y la subsiguiente declaración de la NRC de enero de 1979 (3).

Entretanto en Europa el *Reactor Safety Study* había despertado un gran interés entre los círculos científicos y técnicos nucleares, en especial en el Reino Unido, donde se habían realizado estudios pioneros en el campo de la fiabilidad, y en la República Federal de Alemania. En Francia, la receptividad fue menor, si bien es preciso recordar que en este país ya se estaba dando la necesaria importancia a la fiabilidad de sistemas. Sin embargo, los responsables franceses estaban a la sazón más interesados en el desarrollo de su gran programa nuclear.

En el Reino Unido, el interés no se concretó en ninguna realización especial, probablemente al basar su sistema de producción en reactores de la familia del grafito gas. Sin embargo, en la República Federal de Alemania, con un gran desarrollo propio en la tecnología de los reactores de agua ligera, el interés se concretó en la realización y publicación en 1979 del *Risikostudie* (4), en todo similar al *Reactor Safety Study*, pero aplicado a la tecnología de tal país. Como es sabido, los resultados son muy similares. En España hubo muy débiles manifestaciones de interés por parte de la Administración, en especial en la JEN, y de la Industria, que se concretaron en algunas conferencias, una de ellas a cargo de Saul Levine, patrocinada por Ingenieros Agrupados.

DESARROLLO Y APLICACION DE LA METODOLOGIA EN LOS EUA

Una vez completado el *Reactor Safety Study*, y con independencia de las opiniones expresadas sobre el mismo, sin mucho interés, la Comisión Reguladora Nuclear de los EUA inició un nuevo programa, que recibió el nombre de RSSMAP (*Reactor Safety Study Methodology Applications Programme*). Se trataba de aplicar parcialmente la metodología desarrollada a cuatro centrales

de diseño distinto a las contempladas en el análisis principal. En la terminología actual se trataba de realizar un análisis simplificado de nivel II, incluyendo el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales y el estudio fenomenológico de las más representativas. Sin embargo, no se incluía un análisis de las consecuencias.

El análisis de sistemas se realizó con los nuevos programas SETS y SEP, desarrollados por el Laboratorio Sandia, y el análisis fenomenológico con la serie MARCH-CORRAL mucho más completa y desarrollada. Los resultados obtenidos, así como las características fundamentales de las centrales afectadas, se incluyen en la Tabla I, donde también se incluyen los resultados del *Reactor Safety Study* y del *Risikostudie*.

Poco tiempo después de la publicación del informe Lewis tuvo lugar el accidente de TMI-2. El apoyo que el mencionado informe dio a la nueva metodología, junto con el reconocimiento de que en el *Reactor Safety Study* se había contemplado una secuencia accidental en muchos aspectos parecida a la que causó el accidente, llevó a la NRC al establecimiento del llamado programa IREP (*Interim Reliability Evaluation Program*) y que pretendía hacer un análisis detallado de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales, sin contemplar estudios fenomenológicos ni análisis de consecuencias. En la terminología moderna corresponde a un análisis de nivel I.

En principio, el programa iba a consistir en tres fases bien diferenciadas. La primera, tomando como referencia la central de Crystal River unidad tres, tenía como objetivo poner a punto la metodología de forma pragmática y redactar una guía para llevar a cabo análisis subsiguientes de este tipo. Ambos objetivos se cumplieron con la publicación del análisis de dicha central y la correspondiente guía (5). Seguidamente comenzó la segunda fase, que cubrió las cuatro centrales adicionales que figuran en la Tabla II, donde también se encuentran las características básicas de las instalaciones analizadas y los resultados más salientes. Este tipo de estudios es el que la autoridad española requirió de NUCLENOR como responsable de la central de Santa María de Garoña.

TI DATOS SIGNIFICATIVOS DE LOS PRIMEROS ESTUDIOS DE CUANTIFICACION DEL RIESGO

Central	Tipo y potencia	Año y tipo del estudio	Frecuencia esperada deterioro del núcleo (año) ⁻¹
Surry	W-PWR/778	1975/RSS	4E-5
Peach Bottom2	GE-BWR/1065	1975/RSS	3E-5
Biblis B	KWU-PWR/1249	1979/RISIKOSTUDIE	2E-5
Oconee 3	B&W-PWR/860	1980/RSSMAPS	8E-5
Sequoyah 1	W-PWR/1148	1981/RSSMAPS	6E-5
Grand Gulf 1	GE-BWR/1250	1981/RSSMAPS	3E-5
Calvert Cliffs 2	CE-PWR/845	1981/RSSMAPS	2E-3

T II

DATOS SIGNIFICATIVOS DE LOS ESTUDIOS DEL PROGRAMA IREP

Central	Tipo y potencia	Año del estudio	Frecuencia esperada deterioro del núcleo (año) ⁻¹
Cristal River-3	B&R-PWR/797	1980	4E-4
Ano-1	B&W-PWR/836	1981	5E-5
Browns Ferry I	GE-BWR/1065	1982	2E-4
Millstone I	GE-BWR/660	1982	3E-4
Calvert Cliffs 1	CE-PWR/845	1984	2E-3

La fase tercera de IREP pretendía que todas las centrales en explotación tuvieran su estudio. Esta idea fue más tarde sustituida por el llamado NREP (National Reliability Evaluation Program) que incluía tanto las centrales en explotación como en construcción. Finalmente, ambos programas han sido más recientemente matizados por el llamado ISAP (Integrated Safety Assessment Program), con mayor énfasis en el desarrollo de aquellos aspectos más conflictivos o peor conocidos de la seguridad y más ligados con los aspectos de autorización.

En paralelo con el esfuerzo anterior, las propias compañías eléctricas decidieron participar en el esfuerzo, sobresaliendo el realizado para la central de Oyster Creek, que incluye un análisis de nivel III considerando sucesos externos, en especial terremotos, y un estudio detallado de incertidumbres y su propagación. Otro ejemplo notable es el estudio realizado para la central de Limerick, también de nivel III, a petición de la NRC a causa de la elevada densidad de población en este emplazamiento.

Sin embargo, de entre los estudios realizados por la industria privada se ha de hacer destacar el estudio monumental realizado para la central de Zion, también de nivel III, que ha supuesto una notable mejora en la metodología. Se consideran sucesos externos y se ha hecho lo posible por utilizar una base de datos específica de la central. En el capítulo de la fenomenología se han detallado los estu-

dios, en especial la respuesta de la contención, y se han introducido conceptos nuevos relacionados con la gestión de accidentes, y recuperación de la central a partir de secuencias accidentales. El análisis de Zion fue en muchos aspectos significativo para la redacción del *PRA-Procedures Guide* (6), de una amplia resonancia, y estimuló los estudios del llamado *término fuente o integrales de escape* que tanto ha preocupado durante 1985 y seguirá preocupando en los próximos años. En la Tabla III se incluyen los resultados más salientes.

APLICACION DE LA METODOLOGIA EN OTROS PAISES

En Europa los estudios de cuantificación del riesgo tuvieron su contraparte más representativa, como ya se ha indicado, en el *Risikostudie*. Las autoridades de la RFA se apresuraron a decir que el estudio publicado correspondía a la llamada fase A y que la fase B incluiría un análisis mucho más detallado y justificado de los distintos aspectos de la cuestión. Las autoridades de este país han venido afirmando acerca de los progresos de la fase B. Sin embargo, todavía no se ha publicado nada significativo al respecto de que se tenga noticia.

Aparte del *Risikostudie*, las autoridades alemanas, siguiendo una recomendación del Parlamento con ocasión de la discusión del Plan Energético Nacional

de 1980, han realizado y publicado otro estudio relativo a la instalación prototipo SNR-300 de un reactor rápido reproductor que se construye en Kalkar. Un resumen de este estudio fue presentado a la Sociedad Nuclear Española por el Profesor A. Birkhofer, máximo responsable del mismo, en septiembre de 1983 (7). Es de interés notar la superioridad de los reactores rápidos a causa de la menor presión de vapor y mayor capacidad calorífica del refrigerante. Asimismo, en dicho país también se ha anunciado la realización de este tipo de estudios relativos a instalaciones del ciclo del combustible.

Los países escandinavos, muy especialmente Suecia y Finlandia, han realizado un considerable esfuerzo, que ha culminado en varios estudios de cuantificación y en la publicación reciente de un documento titulado «*PRA Uses and Techniques. A Nordic Perspective*» (8), que resume el esfuerzo conjunto realizado por los gobiernos y la industria de dichos países.

En Suecia destaca el estudio realizado para Ringhals 2, publicado en 1983. Este estudio constituyó el primer ejemplo del llamado programa ASAR (As-operated Safety Analysis Report), a realizar entre 1982 y 1986, que incluye todas las centrales suecas del programa, como se sabe limitado por Referendum. Los estudios se concentran en el análisis detallado de sistemas y cuantificación de secuencias, como corresponde a los niveles I. Sin embargo, en el estudio de Ringhals 2 se incluye el análisis fenomenológico, con el programa MARCH, de siete secuencias pre-elegidas. Estos estudios se están completando con el análisis detallado de la contención. La situación en Finlandia es muy similar a la de Suecia.

En el Reino Unido se ha de destacar el estudio realizado por Westinghouse para la central de Sizewell B (9), uno de los pocos estudios realizados sobre un proyecto de central. El estudio demuestra que el proyecto se ajusta a los estrictos requisitos impuestos por la autoridad de dicho país, en especial la relativa a la frecuencia esperada de deterioro catastrófico del núcleo que ha de ser inferior a 1E-6 por año. Para ello se han introducido en el proyecto aspectos nuevos, encaminados a proteger el núcleo en caso de accidentes con pérdida de refrigerante a tasa pequeña —sistema independiente para proteger los sellos de las bombas de recirculación e incorporación de cuatro bombas independientes de inyección a alta presión— y a tasa grande —aumento de redundancias y solapamientos en los sistemas de refrigeración de emergencia—. Se destaca también la incorporación de un sistema secundario de apagado, entre otros de interés.

Los estudios de fiabilidad comenzaron muy tempranamente en Francia. En 1976 se lanzó un plan piloto, que se aplicó a la central nuclear de Fessenheim, la primera de la serie normalizada de 900 MWe. El ejercicio, que terminó dos años más tarde, sirvió para establecer los re-

T III

DATOS SIGNIFICATIVOS DE LOS ESTUDIOS DE CUANTIFICACION DE RIESGOS REALIZADOS POR LA INDUSTRIA

Central	Tipo y potencia	Año del estudio	Frecuencia esperada deterioro del núcleo (año) ⁻¹
Big Rock Point	GE-BWR/71	1981	1E-3
Limerick 1,2	GE-BWR/1055	1981	2E-5
Shoreham 1	GE-BWR/819	1982	4E-5
Alto Lazio	GE-BWR	1985	6E-6
Yankee Rowe	W-PWR/175	1984	2E-5
Zion 1,2	W-PWR/1040	1981	5E-5
Sizewell B	W-PWR/1200	1982	1E-6
Indian Point 2,3	W-PWR/873	1982	2E-4
Indian Point 3	W-PWR/965	1982	6E-5
Oconee 3	B&W-PWR/860	1984	8E-5
Ringhals 2	W-PWR/800	1983	4E-6
Millstone 3	W-PWR/1150	1983	2,2E-5
Seabrook 1,2	W-PWR/1150	1984	2,3E-4
Gösgen	KWU-PWR/970	1984	7E-6

quisitos de un banco de datos de fiabilidad, que incluye también a la serie de los 1.300 MWe a partir de Paluel. Este ejercicio, si bien limitado a análisis de fiabilidad se está repitiendo en todas las centrales.

Por otro lado, el Instituto de Seguridad y Protección de Francia se ha embarcado en un estudio más profundo y completo, a realizar en cooperación con Electricité de France, que cubre de forma genérica el modelo PWR 9000. Entre los objetivos fundamentales se han de mencionar: el establecimiento de nuevos procedimientos de operación de emergencia, los llamados procedimientos H y U; la determinación de prioridades y necesidades de retroajustes, y la identificación de las limitaciones funcionales en la indisponibilidad del equipo y en la determinación de la severidad de los accidentes.

En Italia también se ha establecido un programa de aplicación a los nuevos proyectos, limitado a estudios de nivel I sin incluir fenómenos externos, pero con la intención de servir de base para el establecimiento de nuevos criterios de proyecto. El programa comenzó con el establecimiento del ALSRA (10) (Alto Lazio Station Reliability Analysis) y tiene su continuidad en la aplicación de la nueva metodología al prototipo de reactor de agua a presión PUN, previsto en el Plan Energético Nacional. Este estudio pretende deducir criterios de proyecto de modo que cada secuencia accidental contribuya al deterioro catastrófico del núcleo en el intervalo 1E-6 a 1E-7 por año y la frecuencia esperada global de tal deterioro se encuentre entre 1E-5 y 1E-6.

En Suiza se ha realizado un estudio tipo RSSMAP aplicado a la central de Gösgen, de tecnología alemana. Este estudio ha permitido cuantificar las mejoras introducidas en dicha central, para la que se ha calculado una frecuencia esperada de deterioro catastrófico del núcleo de 7E-6. Lo que se explica al haber instalado dos acumuladores por circuito haber incrementado la capacidad y redundancia del sistema auxiliar de agua de alimentación y por haber eliminado las válvulas de alivio del presionador, donde sólo existen válvulas de seguridad, situación posible al haber incrementado la capacidad de refrigeración del secundario hasta 100° C · h⁻¹.

ESTUDIOS REALIZADOS EN ESPAÑA

La referencia a España resulta obligada en esta presentación. Los esfuerzos realizados para cuantificar los riesgos nucleares, y otros aspectos relacionados, han sido apreciables y se caracterizan por un temprano, aunque limitado comienzo; una relativa falta de continuidad por parte de las instituciones implicadas y un incremento reciente de nuevas expectativas de amplia base. Seguidamente se analizan cada uno de esos aspectos.

Después del éxito alcanzado por la ya famosa presentación del Profesor R. H. Farmer (11) en el Simposio sobre emplazamiento organizado por el OIEA

y celebrado en Viena en 1967, su colaborador Eric Green, coautor del clásico libro *Reliability Engineering* (12), fundó dentro del Systems Reliability Service de la Autoridad de Energía Atómica del Reino Unido (UKAEA) una asociación o club que englobaba instituciones nacionales e internacionales interesadas en el tema. La Junta de Energía Nuclear fue uno de los primeros miembros de tal asociación, a la que se unió en febrero de 1971. Ello sirvió para que comenzase la formación de los primeros especialistas en esta materia, que ya tenía notables representantes en otras ramas de la tecnología distintas de la nuclear. Fruto también de estos primeros contactos fueron los estudios realizados para la central José Cabrera, relativos a los sistemas de refrigeración de emergencia y suministro de energía eléctrica.

El primero de los estudios, realizado en 1973, estimaba la fiabilidad de las distintas funciones de seguridad, incluyendo la parada del reactor, la refrigeración del núcleo y el aislamiento y extracción del calor del recinto de contención. También se analizó el efecto ambiental creado por la rotura de la barrera de presión sobre el equipo eléctrico, la instrumentación y el equipo de control instalado en el interior del recinto de contención. Este aspecto puede considerarse como un estudio pionero de los relativos a la cuantificación ambiental, tan de actualidad.

Sin embargo, estos estudios no tuvieron la continuidad prevista. Aunque se puedan encontrar ejemplos menores, hemos de esperar a 1983 hasta ver un nuevo trabajo de cierta envergadura realizado y publicado en nuestro país. Se trata del estudio de fiabilidad del sistema de agua de alimentación auxiliar de la central nuclear de Almaraz realizado por Empresarios Agrupados (13), a iniciativa del explotador, motivado por estudios similares que se habían realizado en las centrales con reactor de agua a presión de los EUA después del accidente TMI-2. A estos primeros trabajos siguieron otros, también realizados a iniciativa de las empresas propietarias, sobre la fiabilidad del sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia de la mencionada central. Posteriormente, siguiendo un requisito de la autoridad, se analizó el sistema de agua de alimentación auxiliar de la central de Ascó. En relación con esta central, más recientemente se ha realizado un estudio de la fiabilidad del sistema de aspersión de la contención, también a petición de la autoridad.

En 1983, UNESA decide patrocinar investigaciones sobre la cuantificación de riesgos, a realizar por la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid y la empresa TECNATOM, actuando de forma coordinada. A tal fin, a finales de 1983 se establecen convenios entre dichas instituciones, que prevén el desarrollo de una metodología para la cuantificación de riesgos y la formación de personal experto en la materia. El traba-

jo de investigación se divide en tres grandes grupos que cubren: 1) el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales; 2) la fenomenología asociada a los accidentes nucleares, y 3) el análisis y cuantificación de daños nucleares. Tomando como base las más avanzadas versiones de los programas de ordenador disponibles, se establece una metodología que incluye la validación de programas y de usuarios participando en ejercicios internacionales de intercomparación. La Asociación Central Nuclear de Vandellós II crea también un grupo de Investigación sobre fiabilidad y sus aplicaciones.

Sin embargo, en los últimos años, tres tipos de actividades destacan por su interés y envergadura. Se trata de los estudios realizados por el Ministerio de Industria y Energía a que hace referencia el Plan Energético Nacional de 1983; el análisis tipo IREP realizado por NUCLEONOR, S. A., para su central de Santa María de Garoña, y el curso de formación impartido en el seno de la Junta de Energía Nuclear con la colaboración del Departamento de Energía de los EUA.

El Ministerio de Industria y Energía consideró que cinco, de un grupo de siete centrales nucleares, deberían retrasar su puesta en marcha a fin de hacer óptima la oferta de energía eléctrica. Las centrales en litigio incluían las dos unidades de Lemóniz, Valdecaballeros y Trillo, así como la segunda unidad de Vandellós. Para decidir se encargaron diversos estudios de los que destacan a nuestro propósito dos. Uno de ellos relativo a la cuantificación de los riesgos inherentes a los cuatro emplazamientos con sus respectivas centrales, y el segundo en el que se estimaban las consecuencias económicas de los escapes radiactivos en los cuatro emplazamientos en cuestión.

Dada la magnitud del trabajo a realizar, el primer estudio se encarga a la compañía NUS de los EUA. Seguidamente se transcribe lo que al respecto se contiene en el mencionado Plan (14).

«De los resultados cuantitativos obtenidos se concluye que en los cuatro casos, el riesgo inherente resulta muy pequeño y en todo caso comparable al de otras centrales nucleares, de potencia similar, en funcionamiento en países donde ya se ha aplicado esta metodología. Se concluye también que la frecuencia de los escapes, así como el riesgo individual y colectivo de ser víctima inmediata o diferida de tales escapes, resulta inferior en el caso de Trillo que en el de las otras centrales. De igual forma, en el caso de Valdecaballeros, la frecuencia esperada de los escapes radiactivos y el riesgo de ser víctima inmediata de los mismos resultan menores que para los casos de Vandellós y Lemóniz. Sin embargo, para Vandellós y Lemóniz, la frecuencia esperada de los escapes y el riesgo de ser víctima inmediata resultan parecidos, con mayores valores para el caso de Lemóniz, en especial a frecuencias muy

bajas, a causa de la mayor densidad de población de este emplazamiento.»

La cuantificación de los daños económicos se encarga a la empresa Informes y Proyectos, S. A., bajo la dirección técnica de la Cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII de la Universidad Politécnica de Madrid. Seguidamente se transcribe lo que al respecto se dice en el mencionado Plan.

«Los resultados obtenidos, indican que incluso para la categoría de escape más severa de las consideradas (fusión del núcleo con funcionamiento degradado del sistema de contención), los costes asociados parecen razonables teniendo en cuenta la inversión que estas instalaciones llevan asociada. De la comparación de los resultados se observa que el coste mayor correspondería al caso de Lemóniz, seguido de Vandellós II, Trillo I y Valdecaballeros. Sin embargo, es necesario resaltar que no existen diferencias significativas, ya que para el accidente antes indicado la diferencia de los costes máximos entre el caso más desfavorable (Lemóniz) y el mas favorable (Valdecaballeros) es de 1.652 millones de pesetas.»

El estudio tipo IREP realizado por NUCLENOR para su central nuclear de Santa María de Garoña corresponde a una petición realizada por la autoridad. El estudio ya ha sido realizado, pero no publicado. Lo único que en este momento puede afirmarse es que ha sido objeto de consideración por la autoridad, quien ha formulado requisitos adicionales relacionados con la propia redacción del informe, el análisis de errores humanos y el programa de recogida de datos específicos (15).

El curso JEN-DOE es el fruto de un acuerdo de colaboración entre dichas instituciones y está auspiciado por el Comité Conjunto Hispano Norteamericano ligado al acuerdo de Ayuda y Defensa Mutua. Se trata de un curso profundo, impartido entre noviembre de 1985 y abril de 1986 con carácter intensivo. Por parte del Departamento de Energía de los EUA la responsabilidad principal corresponde al Laboratorio Nacional Sandia, si bien, participarán también expertos de otras organizaciones. Por su parte, la Junta de Energía Nuclear ha contado con la participación de otras instituciones, en especial el DTN de la ETSII de la Universidad Politécnica de Madrid, la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Caminos, Canales y Puertos de Santander, NUCLENOR, S.A., e INITEC. Las clases se imparten con carácter gratuito en el seno del Instituto de Estudios Nucleares y Medioambientales.

LA ESENCIA DE LA NUEVA METODOLOGÍA

El objetivo último de la cuantificación consiste en obtener para cada binomio

instalación-emplazamiento la curva complementaria de la función de distribución de los daños que ocasionarían los escapes accidentales de productos radiactivos. De acuerdo con su significado matemático, estas curvas resultan ser los complementos de las funciones de distribución, que a su vez resultan de la integración de las funciones de densidad o relaciones entre la frecuencia de un determinado daño y su valor. Tales relaciones, llamadas *curvas del riesgo*, son, por tanto, funciones decrecientes, en las que en el eje de ordenadas aparece la frecuencia esperada de un daño igual o superior al que figura en el eje de abscisas. Para llegar a tal resultado es preciso integrar resultados parciales que en esencia son los siguientes, expuestos de forma secuencial.

En primer lugar, hay que definir los *estímulos iniciales* que pueden perturbar el estado de la planta hasta conducirla a una situación accidental. Por lo general, se supone que la planta se encuentra operando en estado estacionario. Sin embargo, caben otros estados, entre los que hemos sugerido, por su importancia, el estado post-accidental de larga duración. Los estímulos que se consideren se suelen dividir en tres grandes grupos: 1) situaciones que suponen la pérdida de refrigerante; 2) transitorios que perturban el equilibrio neutrónico o térmico de la instalación, y 3) situaciones que provienen del exterior, como terremotos y sabotajes. De cada uno de estos estímulos se ha de conocer sus características físicas y los parámetros de la correspondiente distribución de su frecuencia.

Mediante un proceso gráfico, llamado *diagrama de sucesos*, se modela la respuesta que cabe esperar de la central ante cada estímulo. Se comienza por identificar las funciones que han de realizar, de forma simultánea o sucesiva, los distintos sistemas y estructuras de protección y seguridad que se han incorporado en la central para prevenir y mitigar las consecuencias de los accidentes. En cada etapa se supondrá *que sí o que no* se realiza la función prevista. El diagrama resultante se transforma después en un diagrama sistémico, o de sistemas, en el que cada función ha sido sustituida por el sistema o sistemas que han de realizarla. El fallo del sistema impide la realización de la función, o sugiere la actuación del sistema de reserva, y constituye en principio un tramo del camino o secuencia de respuesta. Se trata, por tanto, de un método lógico, sin errores siempre que se hayan identificado bien los sistemas que han de realizar las correspondientes funciones y se hayan definido con precisión los correspondientes *criterios de éxito*. Un conjunto de tramos, que contendrá éxitos y fracasos de sistemas, constituye un camino o secuencia que puede conducir o no al deterioro del núcleo. En el segundo caso se trata de una *secuencia accidental*.

La frecuencia con la que cabe esperar

una determinada secuencia, y los parámetros de la correspondiente distribución, habrán de depender del comportamiento y estado de los sistemas que han de realizar las correspondientes funciones, lo que a su vez depende del estado o comportamiento de los distintos componentes y estructuras que constituyen los sistemas. Para analizar la *fiabilidad* de los sistemas se hace uso de un método gráfico, llamado *diagrama de fallos*, que permite representar los sistemas y su comportamiento y resulta asequible al análisis cualitativo y cuantitativo, mediante el *álgebra de conjuntos* o experimentos teóricos de *Monte Carlo*. Como datos iniciales se habrá de partir de las distribuciones que expresen el estado de fallo de los componentes primarios. El tratamiento de todos estos aspectos se encuentra en el *Fault Tree Handbook* (16).

Los diagramas de sucesos y de averías constituyen la base que permite cuantificar las características de la distribución de frecuencias de cada una de las secuencias, pero no cuantifica el estado del núcleo ni la liberación de productos radiactivos. En esta fase, ello sólo se puede deducir en términos cualitativos de carácter muy subjetivo. No obstante, este primer estudio, que constituye el llamado nivel I, puede ser muy fecundo en resultados y aplicaciones de interés, como se explicará más adelante.

Para poder obviar tales limitaciones es preciso completar el llamado nivel II. Para ello, en principio, para cada secuencia accidental resulta preciso llevar a cabo un estudio fenomenológico espacial y temporal de los fenómenos que pueden afectar al núcleo y a los productos de fisión. Habrá que estudiar el comportamiento termohidráulico del núcleo hasta que comienza su deterioro. Continuar describiendo cómo avanza el deterioro en el interior de la vasija y de qué forma interacciona con ella hasta su destrucción. El análisis habrá de contemplar después los fenómenos que puedan tener lugar en el exterior de la vasija, en especial las interacciones del núcleo fundido con la losa soporte y el comportamiento de la contención. Se comprende que este tipo de análisis no puede realizarse mediante modelos precisos, que partan de primeros principios, por lo que hay que recurrir al empirismo deducido de los programas de investigación. Además, en cada fase representativa se han de estimar los escapes de productos radiactivos y su comportamiento en el interior del sistema donde se liberen, a fin de estimar su escape a través del sistema de contención.

El análisis no se realiza para todas y cada una de las secuencias accidentales. Estas se integran en grupos en los que se espere el mismo comportamiento del núcleo deteriorado, lo que es siempre subjetivo. Además, las secuencias accidentales se han de revisar a la luz de los análisis fenomenológicos por si éstos pudiesen afectar a la fiabilidad de los sistemas. Esta interacción se pierde en los análisis

de nivel I. Igualmente, el análisis fenomenológico ayuda a determinar el comportamiento esperado de la contención. La integración de estos análisis permite definir categorías de escape y asignar a cada una de ellas determinadas secuencias accidentales, incluyendo los distintos modos de fallo de la contención, con lo que también se cuantifica así la frecuencia de cada categoría de escape y las características de la correspondiente distribución. Por lo general, si la contención no falla o si lo hace por perforación de la losa soporte, los escapes resultan tan pequeños que se desprecian por contribuir muy poco al riesgo.

Sin embargo, del nivel II no se deducen los daños nucleares causados por los escapes, ni la curva del riesgo. Sólo se obtiene un diagrama en el que para cada categoría de escape, magnitud y composición isotópica, se conoce la frecuencia esperada de que se produzca.

Para poder construir la curva del riesgo, para cada daño de interés, es preciso completar el análisis haciendo un estudio del comportamiento de los nucleidos liberados en la atmósfera y determinando los daños causados, en función del tiempo y la distancia, teniendo en cuenta las medidas de protección de la población y su distribución. El transporte del material liberado en la atmósfera es de naturaleza aleatoria, así como el propio comportamiento humano y su respuesta ante la radiación. Tal carácter aleatorio se discretiza para cada emplazamiento y se hallan las correspondientes curvas complementarias normalizadas de donde se deducen las curvas de riesgo a partir de las categorías de escape y de su frecuencia. De esta forma se completa el llamado nivel III, que como los anteriores tiene también su propio campo de aplicación.

APLICACIONES DE LA NUEVA METODOLOGIA

Las aplicaciones de la metodología antes expuesta dependen de las limitaciones del propio método, de la amplitud y variedad de la temática que comprende, de las características de la tecnología a la que implica y del país donde hayan de realizarse. Todas estas consideraciones dan lugar a una serie de ejemplos de aplicación que se describen seguidamente. En las Tablas IV a VI se resumen y clasifican las aplicaciones que se analizan.

El futuro de las aplicaciones de la nueva metodología depende de las propias limitaciones del método y del reconocimiento y solución de tales limitaciones. Pero el tratamiento de este tema se sale de los límites impuestos a este trabajo.

CLASIFICACION ATENDIENDO AL DESARROLLO TECNOLÓGICO DE LOS PAISES

La tecnología nuclear se caracteriza por tres elementos fundamentales. Se trata de una actividad intensiva en intelecto no sólo por la dificultad inherente a algunos de los procesos que allí tienen

T IV

APLICACIONES DE LA NUEVA METODOLOGIA ATENDIENDO AL DESARROLLO TECNOLÓGICO DE LOS PAISES Y CARACTERÍSTICAS DE LA ENERGIA NUCLEAR

Países	Características de la energía nuclear	Aplicaciones de la nueva metodología
Suministradores	Intensiva en intelecto	Análisis nivel III
Importadores cualificados	Potencialidad para producir daños	Fiabilidad sistemas análisis nivel I
Importadores	Internacionalidad	Ninguna

T V

APLICACIONES DE LA NUEVA METODOLOGIA ATENDIENDO A SU AMPLITUD Y VARIEDAD TEMATICA

Nivel	Temática	Aplicaciones
I	Análisis de sistemas Cuantificación de secuencias	Fiabilidad de componentes Análisis de proyectos y modificaciones
II	Fenomenología de accidentes Comportamiento aerosoles Comportamiento contención	Prioridades programas de investigación Análisis término fuente
III	Cuantificación daños externos	Selección emplazamientos Planes de emergencia Compensaciones por daños a terceros

T VI

APLICACIONES DE LA NUEVA METODOLOGIA ATENDIENDO A LOS USUARIOS DE LOS ESTUDIOS

Usuarios	Misiones	Aplicaciones
Autoridad	Autorizaciones Inspecciones Normativa	Optimización recursos para evaluación e inspección Gradación de los problemas de seguridad Retro-Ajuste de instalaciones Establecimiento de normativa
Industria	Diseño Construcción Servicios	Utilización como herramienta de trabajo
Explotador	Explotación segura Explotación económica	Gestión de la explotación normal Gestión en caso de accidente Entrenamiento del personal de explotación

lugar, sobre todo en circunstancias accidentales, sino también por la variedad de tales fenómenos y el elevado número de especialistas que su análisis requiere. A los problemas propios de la tecnología hay que añadir el componente nuclear y la presencia de la radiación que tiñe y enmascara todo.

En segundo lugar, se trata de una actividad no exenta de riesgo. La acumulación en el núcleo del reactor de cantidades significativas de radiactividad obliga a que se tomen todas las medidas necesarias para impedir su liberación incontrolada. Este riesgo exige que se establezca una metodología para garantizar la

seguridad hasta límites aceptables sociales, tecnológicos y económicos. La presencia del componente social hace que sea también necesario establecer un código moral, de difícil definición. Esto exige la necesidad de establecer normativa y de imponer un régimen de autorizaciones formalmente establecido.

En último lugar, por su magnitud y sus características, la tecnología nuclear tiene profundas implicaciones internacionales, como lo demuestra la existencia de organizaciones internacionales de ámbito global, como el Organismo Internacional de Energía Atómica de la familia de Naciones Unidas y la Agencia de

Energía Nuclear de la OECD, entre otras. Además, la industria nuclear se basa en organizaciones supranacionales y requiere inversiones de orden superior.

Por otra parte, no todos los países interesados en la energía nuclear tienen el mismo grado de desarrollo técnico y científico y posibilidades económicas. En general, los países se pueden clasificar en tres grandes grupos, en atención al grado de desarrollo que han adquirido en el campo nuclear. Por un lado se encuentran los países *suministradores*. Son aquellos que a través de correspondientes esfuerzos en investigación y desarrollo han sido capaces de avanzar la tecnología nuclear hasta el nivel de comercialización. En el segundo grupo se encontrarían aquellos *importadores cualificados* que habiendo contribuido al desarrollo de la energía nuclear no llegaron a poder ofrecer un sistema nuclear. Han de importar la tecnología de los primeros, pero contribuyen de forma sustancial al diseño y construcción de sus centrales y son únicos responsables de su explotación. En este grupo se encuentra España de forma destacada. Finalmente se encuentra el grupo de los *importadores*, que se inician en la introducción de la energía nuclear.

A pesar de que en toda circunstancia y país la seguridad debe quedar justificada, cuando las características de la energía nuclear se aplica al conjunto de países, se obtienen dos situaciones extremas. En un lado se encuentran aquellos países que tienen la capacidad técnica y científica para poder realizar estudios de nivel III. Hasta ahora sólo los EUA y la RFA han sido capaces de realizar por sí mismos este esfuerzo. En el otro extremo se encontrarían los países menos desarrollados, incapaces incluso de llevar a cabo ejercicios de fiabilidad de alguna envergadura. Entre ambas situaciones se encuentran todos aquellos países, en especial los importadores cualificados, capaces de realizar estudios de nivel I y de tratar aspectos parciales de las otras partes. De todo lo cual existen ejemplos numerosos.

CLASIFICACION DE APLICACIONES ATENDIENDO A LA AMPLITUD Y VARIEDAD TEMATICA DE LA METODOLOGIA

Conviene reconocer que la metodología que se ha descrito incluye tres niveles, cuyas partes se integran. Se parte del conocimiento íntimo de la instalación, se prosigue a través del estudio de los fenómenos accidentales y se termina introduciendo en los análisis las características del emplazamiento. En este camino, directo y variado, se pueden hacer descansos, que se aprovechan para analizar resultados parciales, o se pueden explorar ramales buscando resultados de interés particular.

Así, dentro del nivel I es preciso partir de las situaciones de fallo y disponibilidad de los componentes aislados. El estado de fallo de un componente se debe a que está averiado o se encuentra fuera

de servicio por mantenimiento, calibración o error humano. Es claro que será posible relacionar la situación del componente con la importancia de su estado y de aquí deducir, por ejemplo, los procedimientos e intervalos óptimos de mantenimiento y calibración.

Con los fines anteriores, en los países más avanzados existen programas que se encaminan al establecimiento de medidas de importancia de la fiabilidad de los componentes, que ayudan a tomar decisiones con respecto a su calidad y características, y determinan los ensayos de cualificación que deben satisfacer, la clase de seguridad a la que deben pertenecer y las características que debe satisfacer la inspección en servicio a que deben someterse.

El nivel I incluye también un análisis de la disponibilidad de los distintos sistemas para satisfacer en cada secuencia la misión prevista. El estado del sistema depende del de sus componentes, de la bondad de las interacciones entre ellos y con el operador. Un análisis bien documentado debe incluir una colección de los *diagramas de sucesos y de fallos*, así como una relación de los *conjuntos mínimos de corte* correspondientes. Del resultado final, y con ayuda de esta documentación intermedia, se podrá también hacer óptimo el diseño de la instalación, ya que se podrán identificar los puntos débiles de los sistemas, en particular de los sistemas auxiliares y soporte, así como la importancia de los errores humanos, tanto a nivel componente como durante el transcurso de la secuencia accidental.

Esta última consideración lleva inmediatamente al *entrenamiento del personal de explotación*, que deberá basarse en las características de las secuencias accidentales, en especial la frecuencia esperada, las consecuencias potenciales y, sobre todo, las acciones a llevar a cabo para recuperar la central o mitigar las consecuencias del accidente. Para este último será necesario redactar procedimientos de emergencia, tema al que se está dando la mayor importancia en los distintos países.

Existen numerosos ejemplos que ilustran las mejoras que se pueden introducir en las centrales como consecuencias de los análisis de nivel I. Las mejor conocidas son las realizadas en los EUA, sobre las que se han hecho también análisis costo-beneficio. Limitándonos a nuestro país, cabe mencionar las conclusiones del análisis de fiabilidad realizado sobre el sistema de agua de alimentación auxiliar de la central nuclear de Almaraz (13), donde se llega a la conclusión que el sistema tiene una fiabilidad comparable con los mejores sistemas de diseño W y que sólo caben cambios menores en los procedimientos de mantenimiento de instrumentación y válvulas del sistema.

Con respecto a los procedimientos de *operación de emergencia*, la idea fundamental es sustituir los antiguos, principalmente basados en el concepto de *accidente base de proyecto* por las nuevas

secuencias accidentales. Para cubrir todas ellas se atiende con preferencia a los síntomas que aparecen tras la instrumentación y a las funciones que han de realizar los distintos sistemas, lo que requiere nueva instrumentación, que está siendo valorada. De entre los esfuerzos realizados por los países en este campo destaca el llevado a cabo en Francia con la publicación de los llamados procedimientos H y U.

El nivel II añade el análisis de la fenomenología asociada a las secuencias accidentales, el comportamiento de los gases, vapores y aerosoles hasta su escape al exterior y el comportamiento de la contención. Los programas experimentales y la experiencia de explotación constituyen la base sobre la que han de sustentarse los estudios anteriores. Por todo ello, la metodología ha sido utilizada para determinar las *prioridades de la investigación*, en especial en los EUA, y se encuentra en la base de todos los estudios, recientemente realizados y en curso, sobre el llamado *término fuente*.

El *fallo del recinto de contención* merece una consideración aparte. Los estudios de cuantificación del riesgo demuestran que es muy pequeña la contribución al riesgo externo de todas aquellas secuencias, por muy deteriorado que se encuentre el núcleo, en las que no se pierda la integridad del recinto de contención o lo haga por perforación de la losa del reactor. Por otro lado, los estudios recientes realizados en los EUA, y también en Suecia, indican que los recintos de contención puede que sean más resistentes de lo previsto en el *Reactor Safety Study*, circunstancia que por sí sola podría reducir considerablemente los riesgos. Este resultado ha dado lugar a un importante programa teórico y experimental encaminado a determinar el comportamiento de tales recintos, teniendo en cuenta sus complejidades geométricas, los fenómenos que allí pueden tener lugar, en especial los impactos de proyectiles, el calentamiento directo por expulsión del material fundido y la combustión del hidrógeno.

Finalmente, el nivel III incorpora a los anteriores el análisis de los aspectos de interés relacionados con el emplazamiento. En este sentido, aparecen tres aplicaciones de interés: la planificación de emergencias, la selección de emplazamientos y la cuantificación de compensaciones por responsabilidad civil.

En lo que se refiere a las *medidas de protección en caso de emergencia*, la nueva metodología no sólo permite cuantificar la eficacia de las medidas, sino también racionalizarlas. En este sentido se han realizado esfuerzos en los EUA que demuestran las ventajas del refugio en lugar de la evacuación y la relativa insensibilidad de la curva del riesgo a la distancia de evacuación más allá de diez millas, y en Suiza, donde se fijan las distancias de evacuación sobre bases racionales. En lo que respecta a la *selección de emplazamientos*, se ha de hacer referencia al estudio SANDIA (16), en el que se demuestra la gran influencia de

este componente. Finalmente, sobre la cuantificación de las *compensaciones por daños a terceros* destaca el trabajo realizado para la Generalitat de Catalunya para el emplazamiento de Ascó (17).

CLASIFICACION DE LAS APLICACIONES CON REFERENCIA AL USUARIO

El tercer aspecto que podría ponerse en juego para clasificar y justificar las aplicaciones de los estudios cuantitativos del riesgo se podría referir a la institución recipiendaria del estudio. Desde tal punto de vista habrá que considerar la autoridad de autorización y control, la industria y el explotador. Los frutos de tales estudios pueden aplicarse a la autorización, al diseño y a la explotación, respectivamente, si bien se han de destacar las interacciones que deben existir entre los distintos usuarios.

Desde el punto de vista de la *autoridad*, las aplicaciones de la metodología, en todo o en sus partes, se pueden distribuir en tres campos distintos: optimización de recursos, gradación de los problemas de seguridad por su importancia y evaluación de casos específicos. Una discusión completa de los puntos de vista oficiales en los EUA se puede encontrar en el documento NUREG-1050 (18).

La metodología, aplicada a cada tipo de central, ha permitido identificar los sistemas, componentes y circunstancias que mayor contribuyen al riesgo, de tal forma que se puede optimizar la asignación de recursos a las labores de evaluación e inspección que corresponden a la autoridad.

Entre los temas de carácter global que más preocupan a las autoridades se ha de contar con la redacción de normativa, la resolución de problemas genéricos de seguridad y el retroajuste de las centrales antiguas. Todo lo anterior está siendo considerado, en especial en los EUA, pero también en la República Federal de Alemania y otros países. En los EUA son famosos los llamados USI's (Unresolved Safety Issues), cuya importancia para el riesgo se está evaluando mediante la nueva metodología. De esta manera se ha reducido considerablemente la lista y se han matizado los restantes. Por ejemplo, sobre transitorios sin parada de urgencia se ha establecido un diálogo constructivo entre industria y autoridad basado en la nueva metodología. Igualmente han cambiado las especificaciones técnicas en lo que se refiere al sistema de agua de servicios y se han tomado decisiones de retroajuste en temas tales como la sobrepresurización en frío. Otros temas, tales como la pérdida de energía eléctrica o la extracción del calor residual, están siendo también tratados con la nueva metodología.

Desde el punto de vista de la *industria* nuclear, en especial los proyectistas, la situación resulta ventajosa. La nueva metodología sirve para optimizar mejor los diseños y para satisfacer los requisitos básicos de la autoridad, en el supuesto de que el desarrollo normativo de ésta sea

el adecuado. La nueva metodología es considerada como una herramienta eficaz de proyecto. El llamado Programa IDCOR (Industry Degraded Core Rule-making) constituye la respuesta que ha dado la industria en los EUA, razonada con base en la nueva metodología, a los requisitos impuestos por la autoridad.

Desde el punto de vista de la *explotación*, surgen dos importantes conceptos. El primero se refiere a la *gestión de accidentes*, y el segundo a la propia *gestión de la explotación de la central*. Sobre el último, la nueva metodología sirve para determinar mejor las especificaciones de funcionamiento de la central, en especial las condiciones límites de operación, la frecuencia de la verificación, mantenimiento, prueba y calibración de los componentes y sistemas. De igual forma, ayuda a evaluar y presentar la experiencia de explotación de forma que puedan descubrirse precursores de accidentes.

La gestión de situaciones accidentales está recibiendo en el momento actual una importancia creciente, ya que se trata de recuperar la central de una secuencia accidental. Los estudios realizados hasta ahora demuestran la importancia de las acciones del personal de explotación, cuyo entrenamiento ha de estar previsto.

RESUMEN Y CONCLUSIONES

Lo antes expuesto se puede resumir en las conclusiones que siguen.

Sobre el nacimiento y desarrollo de la nueva metodología. A partir de antecedentes relativos a la tecnología aeroespacial y de la defensa, la nueva metodología nace en los EUA con el *Reactor Safety Study* en 1975; hasta el año 1979 se enfrenta con grandes dificultades, desde entonces se desarrolla notablemente hasta alcanzar un nivel considerado imprescindible en el momento actual. En la República Federal de Alemania se publica, en 1979, el *Risikostudie*, que constituye el mayor esfuerzo realizado hasta ahora fuera de los EUA. A partir de 1980, muchos otros países aplican la nueva metodología con carácter parcial.

Sobre la esencia de la nueva metodología. El resultado final consiste en determinar, para cada instalación nuclear en su emplazamiento, las curvas del riesgo a funciones complementarias de la función de distribución de los daños nucleares que causarían los escapes radiactivos. Para llegar a este resultado se requieren tres actividades sucesivas. La primera se basa en el análisis de sistemas y cuantificación de las secuencias accidentales. La segunda es un estudio fenomenológico de las secuencias a fin de determinar la magnitud y composición de los escapes radiactivos al exterior. La última pone en juego las características del emplazamiento. La primera actividad constituye los estudios de nivel I. Las dos primeras forman la esencia de los estudios de nivel II. El estudio completo recibe el nombre de nivel III.

Sobre las aplicaciones. Las aplicaciones son muchas y muy variadas. Pueden clasificarse de acuerdo con la propia temática y van desde los componentes aislados hasta los diseños completos, incluyendo la participación humana. También pueden dividirse de acuerdo con el usuario e incluyen problemas de autorización, diseño y gestión de la explotación. En el momento actual, las aplicaciones vienen limitadas por la capacidad técnica y científica de los distintos países y por las propias limitaciones del método.

BIBLIOGRAFIA

1. US NRC, *Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risk in US Commercial Nuclear Power Plants*. WASH-1400 (NUREG-74/014) (1975).
2. US NRC, *Risk Assessment Review Group. Report to the US NRC*. (Lewis Report) NUREG/CR-0400 (septiembre 1978).
3. US NRC, *Statement on Risk Assessment and the Reactor Safety Study Report*. (Enero 1979).
4. BFT, *Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke*. BFT Verlag (1979).
5. US NRC, *Interim Reliability Evaluation Program Procedures Guide*. NUREG/CR-2728 (January 1983).
6. US NRC, *PRA Procedures Guide. A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants*. NUREG/CR-2300 (January 1983).
7. A. Birkhofer, *Ventajas y limitaciones de la evaluación probabilista de riesgos para centrales nucleares*. NUCLEAR ESPAÑA 2, 8: (21-9), marzo 1983.
8. S. Dinsmore Ed., *PRA Uses and Techniques. A Nordic Perspective*. Studsvik Energiteknik AB (Suecia, 1985).
9. Debenhan, A. A., & Bonell, P. G., *Causes of Larger Degraded Core Frequencies in Earlier Safety Studies Compared with Sizewell B*. SRDR-281 (1984).
10. Toccacofondi, G., et al., *Reliability Analysis Methodology in Alto Lazio Nuclear Power Plant*. ICONTT-III. Madrid, 1985.
11. Farmer, F. R., & Beattie, V. R., *Siting Criteria. A New Approach*. SM-89/73. (Viena, 1967).
12. Green, E., & Bourne, A. J., *Reliability Technology*. Wiley-Interscience, 1972.
13. Jardí, J., y Carretero, J. A., *Aplicación de los estudios probabilísticos de fiabilidad a C.N. Almaraz. Estudio del sistema de agua de alimentación auxiliar*. NUCLEAR ESPAÑA 2, 13: (28-36), sept. 1983.
14. Ministerio de Industria y Energía, *Plan Energético Nacional 1983*.
15. Ministerio de Industria y Energía, *Orden de 10 de enero de 1986 por la que se prorroga el PEP de Garoña*. Cond. 8. B. O. del E. núm. 10 del 11-1-86.
16. Aldrich et al., *Technical Guidance for Siting Criteria Development*. NUREG/CR-2239.
17. DTN-ETSII, *Evaluación de los costos directos e indirectos del mayor accidente previsible en función del entorno de las centrales nucleares de Ascó*. DTN/03/83.
18. US NRC, *Fault Tree Handbook*. NUREG-0492 (1981).
19. US NRC, *Probabilistic Risk Assessment (PRA) Status Report and Guidance for Regulatory Application*. NUREG-1050.