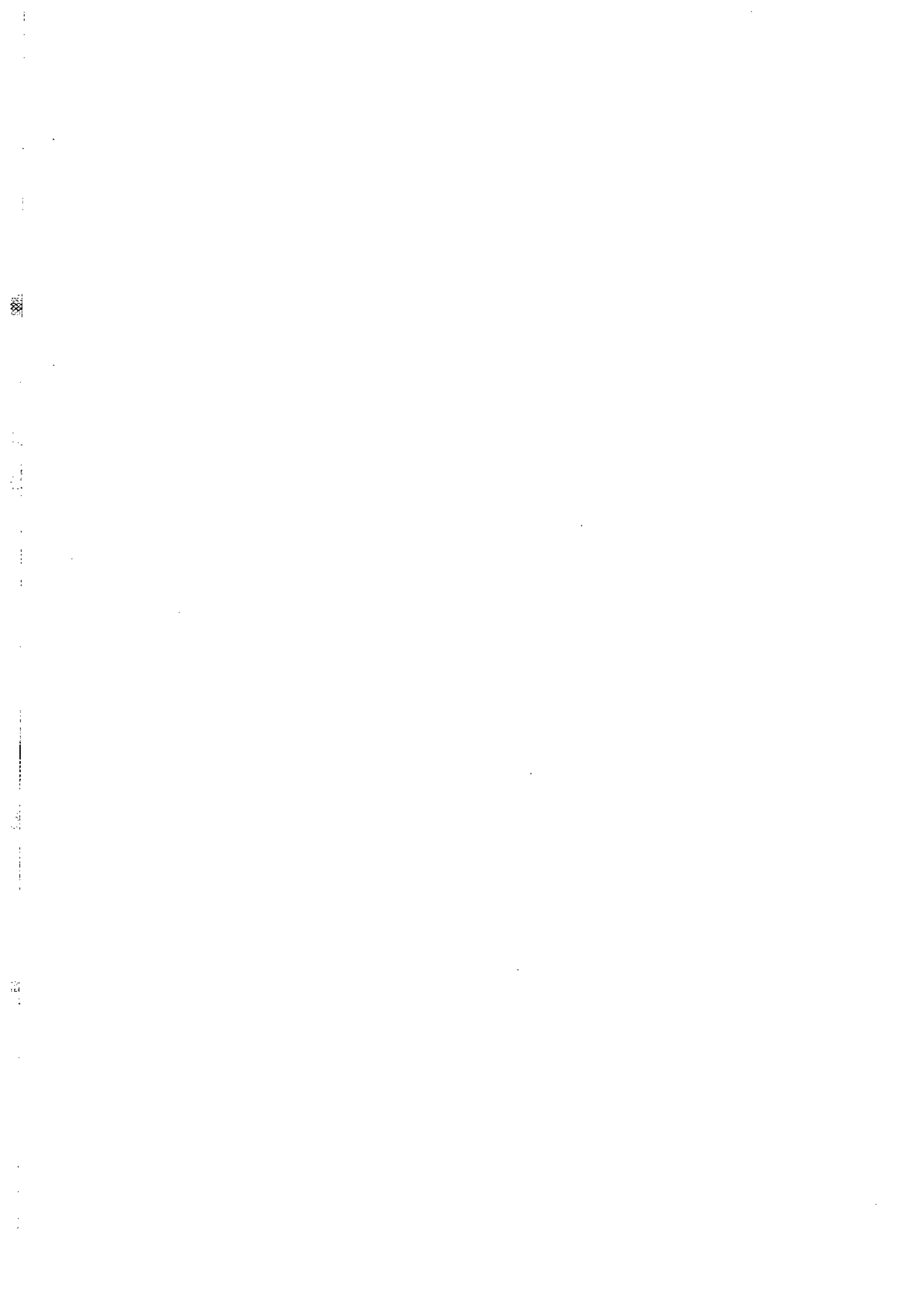


La seguridad nuclear en Francia y en el mundo

Jean Bourgeois, Pierre Tanguy,
François Cogne y Jean Petit

CSN

Colección
Documentos
3. 1997



La seguridad nuclear en Francia y en el mundo

Jean Bourgeois, Pierre Tanguy,
François Cogne y Jean Petit

Colección: Documentos CSN

Referencia: DOC-01.02

Traducción de la obra: «La Sûreté nucléaire en France et dans le monde», publicada con la autorización de Polytechnica y realizada por Mercedes Calvo. La obra se completa con el apéndice «Historia de la seguridad nuclear en España (1958 a 1982)», escrita por el profesor Agustín Alonso Santos, Catedrático de Tecnología Nuclear y Consejero del CSN.

© Polytechnica, 1996

© Consejo de Seguridad Nuclear, 1997

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

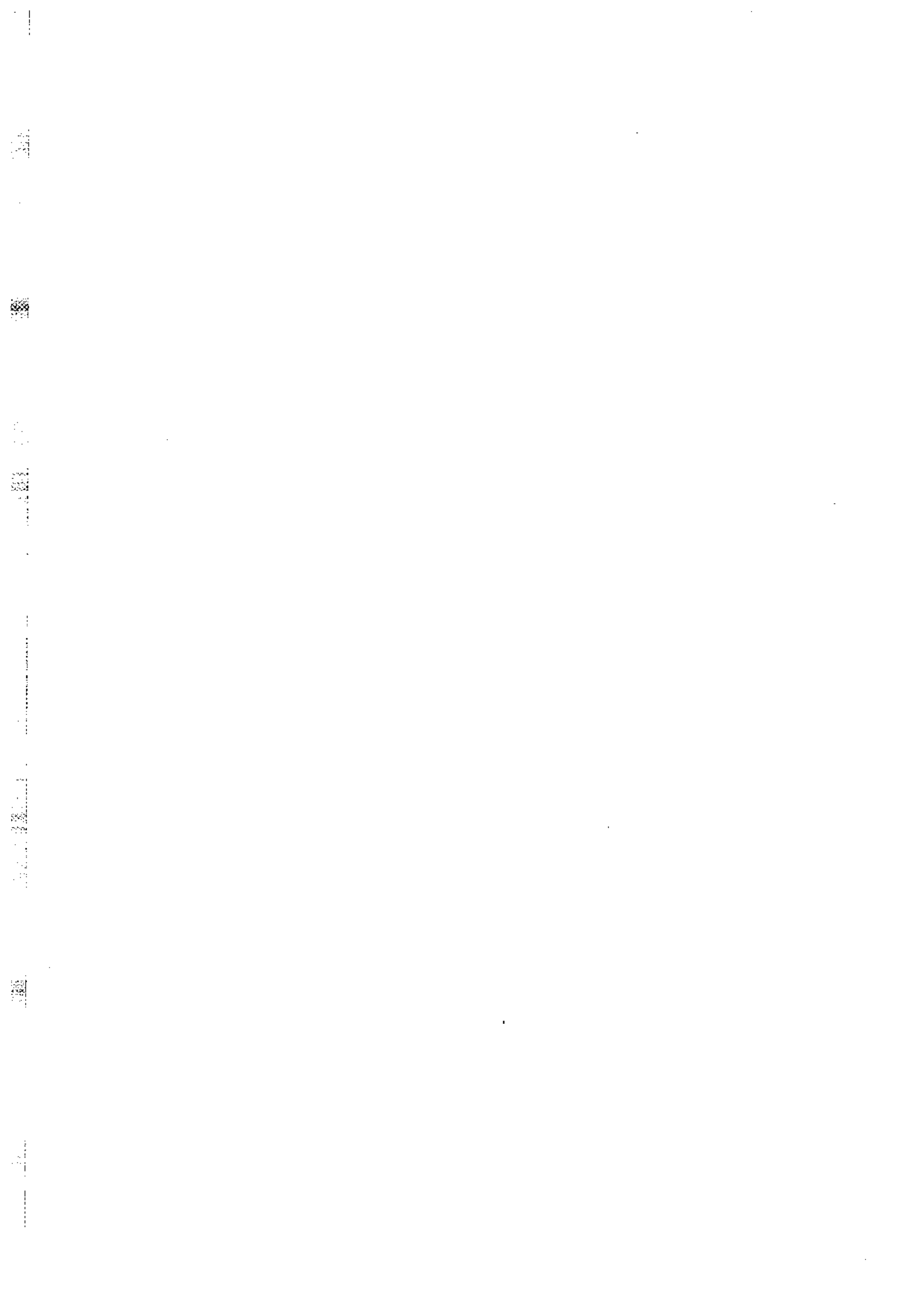
Maquetación y fotomecánica: Ediciones Doce Calles, S.L.

Impreso por: Industrias Gráficas Caro
C/ Garmonal, nº 12
28031 Polígono Industrial Vallecas (Madrid)
Tfno.: (91) 777 30 44

I.S.B.N.: 84-87275-79-6

D.L.: M-4181-1998

A Jean Bourgeois



«Dos seguridades valen más que una
y el exceso en esto nunca se pierde»

Jean de la Fontaine
(El lobo, la cabra y el cabritillo)

Introducción

Entre las aventuras industriales de los tiempos modernos, hay pocas que hayan sido objeto de tantas publicaciones como la energía nuclear. Al comienzo de esta nueva obra sobre un tema tan debatido como la seguridad nuclear, los autores han considerado útil justificar su gestión y precisar sus objetivos.

Cada uno de ellos ha consagrado la mayor parte de su vida profesional al desarrollo pacífico de la energía atómica, y la ha terminado en el sector específico de los riesgos que conlleva este desarrollo. Tanto en Francia como en el extranjero, son o han sido generalmente reconocidos como «expertos» en la materia. Han contribuido a elaborar la seguridad nuclear tal y como es hoy en día en Francia e incluso, en cierta medida, en el mundo.

Las cosas son lo que los hombres hacen de ellas; el hecho de que una generación deje sus tareas marca frecuentemente el final de un período y el principio de cambios más o menos radicales dependiendo de que el entorno exterior esté o no en transformación. Para el sector nuclear en general, la palabra incertidumbre es la que caracteriza puede que mejor el clima en el que esté tendrá que evolucionar en el futuro. Y por eso, llegado momento de partir, los autores han considerado deseable extraer de su experiencia pasada aquello que les ha parecido hoy en día lo más importante para el futuro.

Han querido primero recuperar los fundamentos de las técnicas de seguridad que sirven de base a las prácticas que se han elaborado progresivamente, con una «complejidad» sin duda inevitable pero que ha contribuido a camuflar los principios de base. Han querido también explicar las evoluciones que han marcado la seguridad nuclear a lo largo de los años y de un país a otro, en función de la fuerza irreprimible de los hechos, la experiencia de los accidentes y el avance de las investigaciones, pero también debido a presiones más subjetivas de origen político y mediático. Por último, han extraído de esta memoria colectiva, las lecciones importantes que les parecen tener un valor permanente.

Cada uno de ellos ha tenido muchas ocasiones de presentar sus ideas y sus resultados en reuniones técnicas y científicas, así como en debates tanto frente a los responsables políticos como frente al público en general. Esta obra retoma algunos pasajes de anteriores publicaciones. Los reúne entorno a una idea de base: la interacción continua entre el progreso de los conocimientos técnicos, la actitud de los actores nacionales e internacionales, y las presiones ejercidas por el entorno socio-político en

relación más o menos directa con las intervenciones de los medios de comunicación. Está dividida en cuatro partes: la presentación de todo lo que está en juego y de las prácticas, el análisis del pasado, la situación actual y las perspectivas de futuro.

El control del riesgo cubre multitud de aspectos, ya se trate de las disciplinas científicas como de las tecnologías empleadas, organizaciones administrativas, procedimientos de comunicación y de toma de decisión, métodos de análisis de la opinión, etc. La obra no trata a fondo más que el campo en el que los autores han tenido responsabilidades directas: la seguridad de las centrales electronucleares, es decir los medios, de cualquier naturaleza, a emplear para garantizar una buena prevención de los accidentes en este tipo de instalaciones, y para asegurar además, en toda circunstancia, una protección satisfactoria de los hombres y del medio ambiente contra todos sus peligros. Se evocarán los aspectos afines ya se trate de otras instalaciones nucleares y de sus residuos o de los efectos sanitarios y médicos. No se profundizará en ellos y los lectores interesados serán remitidos a publicaciones u obras más especializadas.

Dentro de este marco limitado, los autores han tenido la ambición de escribir una obra útil para aquellos que les sucederán en el campo de la seguridad nuclear, a todos los niveles de responsabilidad y en todos los organismos implicados. Confían en que podrán referirse a ella para comprender mejor las situaciones a las que estarán confrontados, y que sacarán las enseñanzas, positivas y negativas, que de ella se desprenden.

Este libro debería también interesar a aquellos que siguen más o menos de lejos los problemas sociales, que plantea hoy la energía nuclear. Los autores no han pretendido, en ningún momento, ocultar su convicción de que la energía nuclear correctamente gestionada es una industria muy segura, que debe proporcionar a la humanidad uno de los componentes importantes de sus recursos energéticos. Se han esforzado en proporcionar los elementos objetivos sobre los que se basa esta convicción. En un mundo hipermediatizado, donde la presentación de hechos indiscutibles es frecuentemente tergiversada, y donde por desgracia las realidades son frecuentemente de una complejidad capaz de desanimar al que no es un especialista en el tema, esta obra ambiciona desempeñar una función de divulgación sin concesiones.

Índice

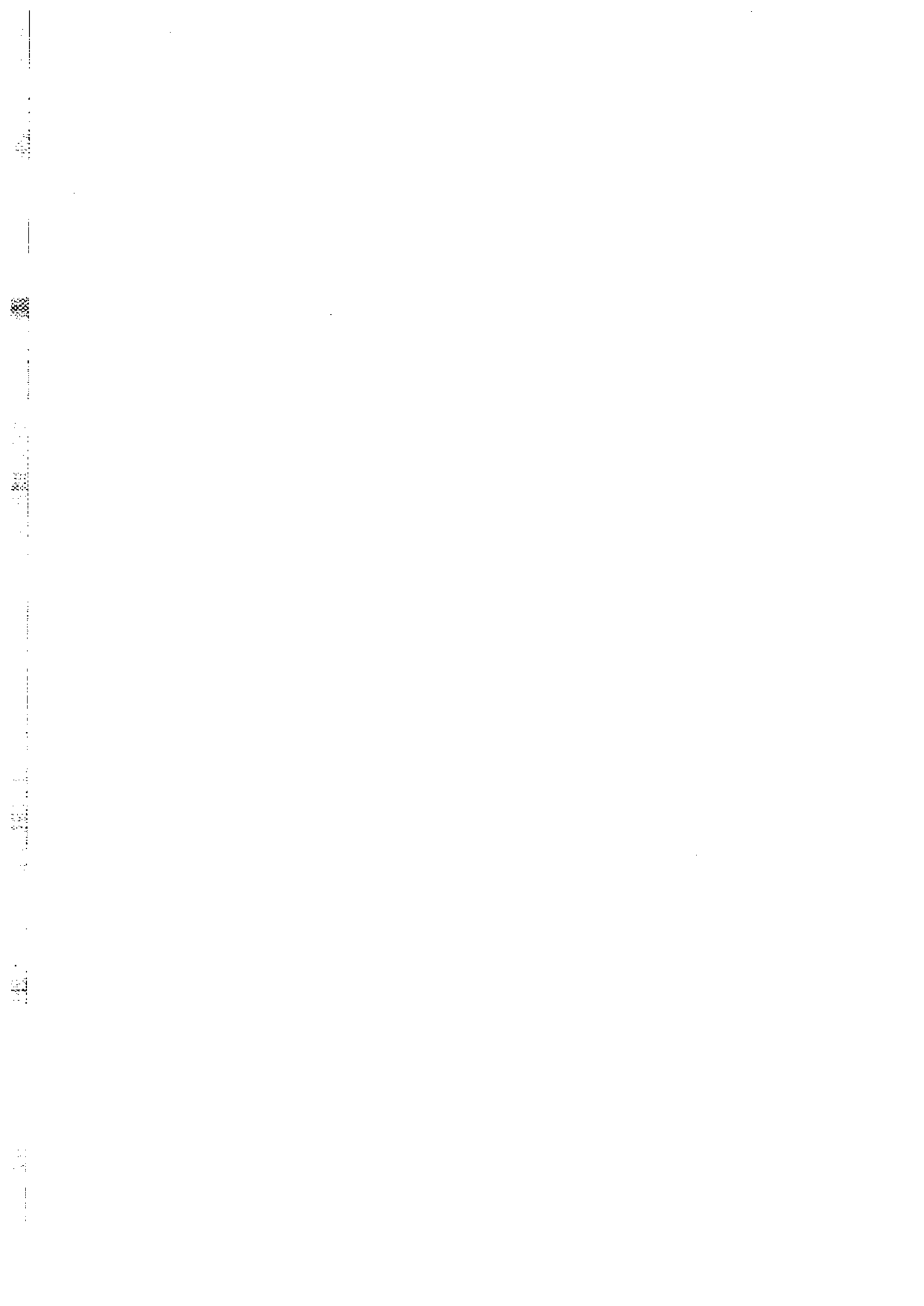
I. Datos, problemática, prácticas	11
1. ¿Por qué? Riesgos y realidades	13
1.1. Los riesgos nucleares	13
1.2. La importancia y las realidades del sector nuclear	18
2. ¿Cómo? Técnica y aceptación	25
2.1. ¿Cómo se consigue un reactor seguro?	25
2.2. La seguridad de las otras instalaciones nucleares	40
2.3. ¿Cómo garantizar el nivel de seguridad?	45
3. ¿Quiénes? Los actores y sus responsabilidades	53
3.1. Los actores	53
3.2. Funciones y responsabilidades de los tres principales actores	53
3.3. Los principales actores en Francia hoy en día .	59
3.4. La escena internacional	64
Conclusión de la primera parte	71
II. Desarrollo de la seguridad en el mundo	73
4. Desde los comienzos hasta el accidente de TMI	75
4.1. 1942.El origen: la pila de Fermi.....	76
4.2. 1947-1950. La elaboración de los primeros conceptos	78
4.3. 1957. Se evalúan las peores consecuencias de un accidente.....	79
4.4. 1957-1967. Un diseño basado en la prevención	81

4.5. 1967 El «desarrollo probabilista»	83
4.6. 1967-1979 La importancia de la calidad de la construcción	89
5. Three Mile Island: revisión de la seguridad	93
5.1. 1979.El accidente de Three Mile Island. Los hechos	93
5.2. Las lecciones aprendidas del accidente	103
5.3. El plan de acción post-TMI: el caso francés	104
5.4. 1979-1986. ¿Cómo garantizar la seguridad durante la explotación?	109
6: Chernobil: seguridad sin fronteras	111
6.1. 1986. El accidente de CHERNOBIL. Los hechos	111
6.2. Las lecciones	122
6.3. A partir de 1986. La dimensión internacional de la seguridad	125
Conclusión de la segunda parte	133
III. La seguridad nuclear en Francia en 1995	135
7. Un poco de historia	137
7.1. Los inicios de la seguridad nuclear en el CEA .	137
7.2. La seguridad nuclear a nivel nacional	139
7.3. La evolución de la práctica francesa de la seguridad	141
8. La seguridad del parque nuclear	153
8.1. Visión de conjunto	153
8.2. Algunos temas importantes de actualidad	165
8.3. El balance de la seguridad del parque EDF	183
9. Las otras instalaciones nucleares	195
9.1. Los reactores de neutrones rápidos	196
9.2. Los residuos radiactivos	200
9.3. El desmantelamiento de las instalaciones nucleares	206
9.4. Actividades relevantes de la Defensa Nacional .	211

10. Control reglamentario y opinión pública	215
10.1. Un control independiente, competente y creíble	215
10.2. Información al público	220
Conclusión de la tercera parte	220
IV: El futuro, ¿qué nos reserva la próxima década?	231
11. La dimensión internacional de la seguridad	233
11.1. ¿Vamos hacia una nueva estructura internacional?	233
11.2. Explotadores nucleares responsables y solidarios	240
11.3. Por una ética de la explotación nuclear	244
12. Los nuevos medios de producción	249
12.1. El panorama nuclear mundial	249
12.2. Los reactores avanzados	252
Conclusión de la cuarta parte	265
Conclusión general	267
Apendice: Historia de la seguridad nuclear en España (de 1958 a 1982)	271
1. Presentación	273
2. Los primeros pasos	274
2.1. La seguridad en el centro nacional de energía nuclear «Juan Vigón»	275
2.2. La promulgación de la ley 25/64 y sus regla- mentos	276
2.3. Los usuarios de isótopos y las instalacio- nes radiactivas	280
2.4. Los reactores de investigación y las centrales de la primera generación	282
3. La fase de desarrollo	285
3.1. La selección de emplazamientos para centrales nucleares. el estudio de la capacidad del río Ebro	286
3.2. Las autorizaciones de construcción de las cen- trales nucleares de la primera generación. La evolución de los condicionados	288

3.3. La normativa y la garantía de calidad	292
3.4. Los movimientos antinucleares y la seguridad nuclear	296
4. La fase de consolidación	300
4.1. El accidente de TMI-2 y su repercusión en España	302
4.2. La experiencia de explotación de las centrales de la primera generación	303
4.3. Las centrales de la segunda generación	308
4.4. La seguridad en las instalaciones del ciclo del combustible	312
4.5. La ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear	315
5. Epílogo	319

I. Datos problemática, prácticas



Datos, problemática, prácticas

1. ¿Por qué? Riesgos y realidades

La energía nuclear se ha manifestado ante el público en general de forma aterradora con las explosiones de Hiroshima y Nagasaki en 1945, pero portadora al mismo tiempo de la esperanza de una nueva fuente de energía en un mundo que estaba cada vez más necesitado de ella. Desde 1951 en los EE.UU., se enviaban los primeros kWh nucleares a la red, y los dos decenios siguientes vieron el rápido desarrollo de las técnicas nucleares en el mundo, con la aprobación general de la opinión pública. La polémica vino de los EE.UU., al final de los años 60; ésta «diabolizó» la energía nuclear ante una opinión pública que después estaría muy impresionada a consecuencia de dos accidentes que han marcado la energía nuclear civil en los últimos veinte años: Three Mile Island, en los EE.UU. en 1979 y Chernobil, en la URSS en 1986. Desde entonces el público asocia habitualmente «nuclear» y «riesgo». ¿Qué hay de realidad en esto? ¿Son tan importantes los riesgos nucleares que deben hacernos olvidar los objetivos que se tenían al comienzo del desarrollo de esta nueva tecnología, cuando algunos reconsideran el nivel de consumo energético de los países ricos que continúan despilfarrando las energías no renovables, carbón y petróleo del planeta? Este capítulo de introducción se propone aportar elementos de respuesta a estas preguntas de índole general.

El resto de la obra desarrollará los diversos aspectos del control de los riesgos nucleares.

1.1. Los riesgos nucleares

La energía nuclear es una actividad potencialmente peligrosa. Los primeros ingenieros y científicos que han estudiado su desarrollo, en los EE.UU., inmediatamente después de la segunda guerra mundial, habían tenido muy presente los efectos dramáticos de las explosiones de las bombas atómicas. Para ellos resultaba evidente que la utilización pacífica de esta nueva fuente de energía, sólo sería concebible si sus promotores estaban en condiciones de demostrar que los riesgos serían controlados.

En 1953, el profesor Edward Teller, Presidente del Comité de Seguridad Nuclear de los EE.UU., resumía de esta manera la problemática de la seguridad de las centrales nucleares:

«contrariamente a la idea difundida entre la opinión pública, el riesgo no es el de una explosión análoga a la de una bomba atómica⁽¹⁾; puede producirse una explosión, pero sus consecuencias estarán limitadas a los alrededores de la instalación; *el peligro está ligado a la fuga de los productos radiactivos al medio ambiente*».

Treinta y tres años más tarde, la catástrofe de Chernobil ha aportado una dramática ilustración. Durante la noche del 25 al 26 de abril de 1986, un aumento brutal de la potencia de

1. El Profesor Edward Teller era un experto en la materia, y está generalmente considerado como el padre de la bomba H en los EE.UU.

la unidad n°4 de esta central nuclear ucraniana destruyó sus estructuras. Las televisiones han proyectado en el mundo entero las imágenes del edificio albergando el reactor nuclear literalmente hinchado como un «soufflé», como un inmueble después de un atentado. Esta destrucción de las estructuras del reactor tuvo como consecuencia la liberación a la atmósfera de una gran cantidad de productos radiactivos peligrosos, y esta descarga, alimentada por un incendio, prosiguió durante diez días. Transportados por las corrientes atmosféricas, estos productos formaron nubes radiactivas que se detectaron en gran parte de Europa. Alrededor de Chernobil, dentro de un radio de 30 km, la población tuvo que ser evacuada para evitar su exposición a niveles radiactivos demasiado peligrosos. Dos años después del accidente, se observaba todavía en Bielorrusia, a más de 100 km del emplazamiento, niveles de radiación muy superiores al normal, y se evacuaban a su vez otros pueblos. Los trabajadores en el emplazamiento, primero durante el accidente y luego durante los trabajos necesarios para bloquear las fugas de radiactividad, han estado mucho más expuestos que la población; hubo muertos casi inmediatos (29 durante los días y semanas posteriores al accidente), pero las consecuencias para la salud no podrán evaluarse completamente hasta que se conozcan los efectos a largo plazo⁽²⁾.

Así se pone de manifiesto que un accidente nuclear civil no tiene nada que ver con la

explosión de una bomba atómica, pero que presenta analogías con los accidentes de instalaciones no nucleares que manipulan productos tóxicos; una vez liberados a la atmósfera, estos productos se diluyen a medida que se desplazan y su nocividad decrece con la distancia. En Francia por ejemplo, a 1.500 km del emplazamiento de Chernobil, se ha podido medir el pico de radiactividad con relación a la radiactividad natural, pero de magnitud relativamente débil y por cierto tiempo; los expertos de la Unión Europea han estimado que el exceso de radiactividad, al que cada uno de nosotros ha estado expuesto debido a Chernobil, no superará por término medio la milésima parte de lo que recibiría de todas maneras debido a la radiactividad natural durante toda su vida.

La toxicidad específica de la energía nuclear: la radiactividad

El riesgo nuclear se origina en el proceso mismo de la producción de energía en un reactor nuclear, es decir en la fisión del núcleo de uranio. La energía que se desprende a lo largo de la fisión es la que aseguraba un fuerte enlace entre los diferentes constituyentes del núcleo. Estos constituyentes entonces se liberan; se les llama «productos de fisión». Son «isótopos» nuevos, la mayor parte de los cuáles no existían en la naturaleza, y son muy inestables, muy «radiactivos». Su radiactividad se manifiesta mediante la emisión de radiaciones llamadas «ionizantes», potencialmente

2. Cf. Ch. 6.1

peligrosas para todos los seres vivos, desde el momento en que las reciban en grandes cantidades.

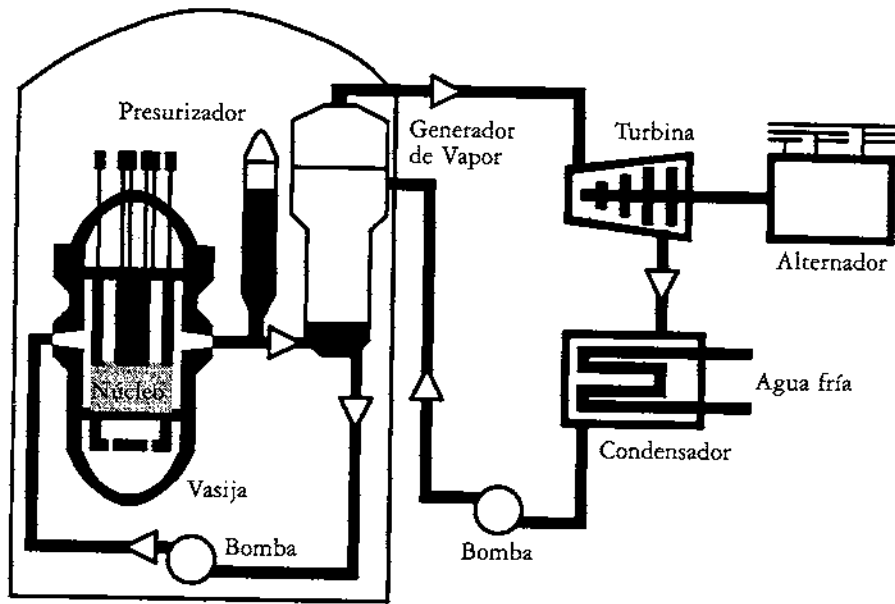
Desde el origen del desarrollo nuclear, los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes estaban bastante bien delimitados gracias a los trabajos realizados antes de la guerra, en particular en el contexto de los accidentes que han sufrido los médicos radiólogos ocasionados por los rayos X. Se creó una Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) en 1928; este grupo de expertos formula desde entonces recomendaciones para proteger mejor a los seres vivos contra los efectos de las radiaciones ionizantes. Por supuesto con el desarrollo nuclear los estudios correspondientes se han ampliado.

Entre los productos radiactivos producidos por la fisión nuclear, algunos son menos inestables que otros, lo que se traduce en una mayor lentitud a la hora de volver a su estado estable, por tanto en una emisión de radiactividad durante un período de tiempo más largo. Son los productos de larga «duración de vida». En cuanto a la percepción del riesgo por parte del público, la existencia de productos que siguen siendo peligrosos durante décadas, centenares o incluso miles de años juega un papel importante, y suscita temores principalmente en lo que se refiere al futuro de los «residuos radiactivos». No parece pertinente la comparación con los residuos tóxicos estables, que en principio puede considerarse que tienen una «duración de

vida infinita»; se sabe que es posible transformar químicamente estos últimos, en hornos a alta temperatura por ejemplo, que permiten eliminar su toxicidad. Se piensa que nada de esto existe para la radiactividad, sobre la que el hombre no podría actuar, y se encontraría en la situación del «aprendiz de brujo»: habiendo creado nuevos productos peligrosos de los que ya no podría deshacerse. No es cierto; las técnicas existen, y hablaremos de ellas en esta obra. Además, sabemos producir reacciones nucleares, las «transmutaciones», que son para los núcleos el equivalente de lo que son las transformaciones químicas para los átomos; se producen permanentemente en las centrales cuando el uranio fisionable natural, que es un elemento radiactivo de muy larga vida, se transforma en productos de fisión, la mayor parte de los cuáles son de vida corta.

Cuando uno se interesa por los efectos nocivos que podrían tener los productos radiactivos sobre el hombre y su entorno, en particular por lo que se refiere a los productos de larga vida, hace falta recordar que el hombre y el medio ambiente están también sometidos a las radiaciones emitidas por la radiactividad natural, que existe desde siempre y está en el origen mismo del mundo, y que tiene por tanto una muy larga duración de vida⁽³⁾. En este entorno radiactivo preexistente es

3. Los productos radiactivos naturales provienen de los rayos cósmicos (C^{14} , H^3 , Be^7 ...) donde son los testigos de larga vida, en la tierra o en los océanos, del "big-bang" que ha originado la tierra (isótopos del uranio, radio, radón, K^{40} ...).



Esquema de una central nuclear. En una central nuclear, como en cualquier central eléctrica, se trata de producir vapor de agua a presión y temperatura suficientes para accionar de forma eficaz una turbina de vapor acoplada a un alternador. La especificidad nuclear se refiere a la manera de producir el vapor: la fisión nuclear produce calor en el núcleo del reactor, donde se desarrolla la reacción de neutrones en cadena; este calor se transporta por un circuito de agua a presión desde el reactor hasta los generadores, donde sirve para vaporizar el agua que alimentará la turbina.

donde se añadirían las radiaciones procedentes de las instalaciones nucleares. Éstas sólo presentarían un peligro real si alcanzaran a los seres vivos en cantidad importante. En la materia, como en muchas otras de la misma naturaleza, todo es una cuestión de «dosis». Si se toman las medidas adecuadas de seguridad esta dosis será débil y sin efecto nocivo.

El objetivo de la seguridad: el confinamiento de la radiactividad

Esto conduce a la problemática del riesgo nuclear. En este capítulo introductorio nos limitaremos al caso de las centrales. Las otras instalaciones incluidas, las de almacenamiento de

residuos, se discutirán en los siguientes capítulos⁽⁴⁾. En una central nuclear, el riesgo es el de un accidente que libere grandes cantidades de productos radiactivos. En operación normal estos productos peligrosos quedan en el mismo sitio donde han sido creados, en el uranio, del cual sólo se ha fisionado una pequeña fracción. Este uranio está dentro de una vaina metálica para constituir lo que se llama el combustible del reactor nuclear, parte de la central donde se desprende la energía que se transformará en electricidad. Esta vaina representa pues una primera «barra» que retiene los productos peligrosos. El propio combustible está confinado dentro de

4. Cf. principalmente el capítulo 9.

un recipiente, generalmente una vasija que está conectada a tuberías, que permiten extraer la energía producida por la fisión: la vasija constituye la segunda barrera capaz de contener los productos peligrosos si llegaran a atravesar la vaina. Por último el conjunto, en las centrales modernas como lo son las centrales francesas, está dentro de recinto hermético y resistente, tercera barrera entre el peligro y el medio ambiente. Los productos peligrosos están pues «confinados». La prevención de los accidentes se reduce al mantenimiento, en todas las circunstancias, de este confinamiento.

La seguridad nuclear tiene por objeto analizar las situaciones que podrían poner en duda el confinamiento de los productos radiactivos y asegurar que las medidas tomadas permiten hacerlas frente de forma eficaz. Estas situaciones son múltiples. Si se centra la atención en la primera barrera, la vaina del combustible, está claro que el confinamiento se mantiene mientras se mantenga el equilibrio entre la energía desprendida por la fisión nuclear y la energía extraída por el circuito de refrigeración. Se perderá la integridad de esta primera barrera si se produce un desequilibrio entre la producción y la extracción de energía.

Los dos grandes accidentes que han conmocionado la historia de la energía nuclear en el mundo ilustran este mecanismo. En 1979 en los EE.UU. en la central de Three Mile Island, una refrigeración insuficiente

fue la que originó el accidente: el circuito de extracción de energía se vació, la vaina del combustible fundió y los productos peligrosos pasaron entonces al circuito. Pero esta segunda barrera contuvo la mayor parte de la radiactividad, y los productos radiactivos que se escaparon quedaron confinados en el recinto de hormigón construido alrededor del reactor. No hubo consecuencias radiológicas. En Chernobil en 1986 sucedió a la inversa, un exceso de producción de energía fue lo que provocó la fusión del combustible y la liberación de los productos de fisión. La energía desprendida destruyó también las estructuras del reactor, por tanto la segunda barrera, pero no había tercera barrera, recinto de hormigón, lo que explica la magnitud de las consecuencias para el medio ambiente.

El objetivo de la seguridad nuclear consiste en precisar la naturaleza y la magnitud de los riesgos a los que uno se expone y poner en marcha los métodos y los procedimientos que permiten dominarlos. En una instalación nuclear segura, lo que importa entonces ya no son los riesgos potenciales que presenta, sino los riesgos residuales reales habida cuenta de las medidas tomadas. El riesgo nulo no existe, todo el mundo lo sabe; pero siempre se puede reducir un riesgo demasiado importante, gracias a un enfoque basado en el conocimiento y la experiencia. El capítulo 2 tratará sobre el control del riesgo: ¿cómo garantizar la seguridad de una central nuclear previniendo todo escape accidental de grandes

cantidades de radiactividad? Antes volveremos sobre la importancia de la energía nuclear, en términos de abastecimiento de energía y economía, así como de desarrollo para la sociedad y de protección del medio ambiente.

1.2. La importancia y las realidades de la energía nuclear

Hay que ser conscientes de que las tres cuartas partes de la humanidad se encuentran a niveles muy bajos en cuanto al consumo de energía se refiere; una gran parte de los países de África y Asia están todavía a un nivel de consumo equivalente al de la edad media o al del hombre primitivo. Ahora bien, nivel de vida y consumo energético están relacionados. Si queremos que todos los habitantes del planeta puedan disponer de una cantidad de energía compatible con un nivel de vida decente, el aumento inevitable del número de habitantes sobre la tierra (8 mil millones hacia el 2020) obliga a plantear la cuestión fundamental de los recursos energéticos disponibles en el futuro. Aún contando con el ahorro energético de los países ricos, incluso admitiendo que el aumento de la cantidad de energía por habitante en los países pobres tendrá que limitarse, dentro de treinta años el consumo energético debería alcanzar más de una vez y media su valor actual. Los recursos de energía fósil son limitados. Las energías nuevas se desarrollan lentamente y treinta años constituyen un plazo corto. En

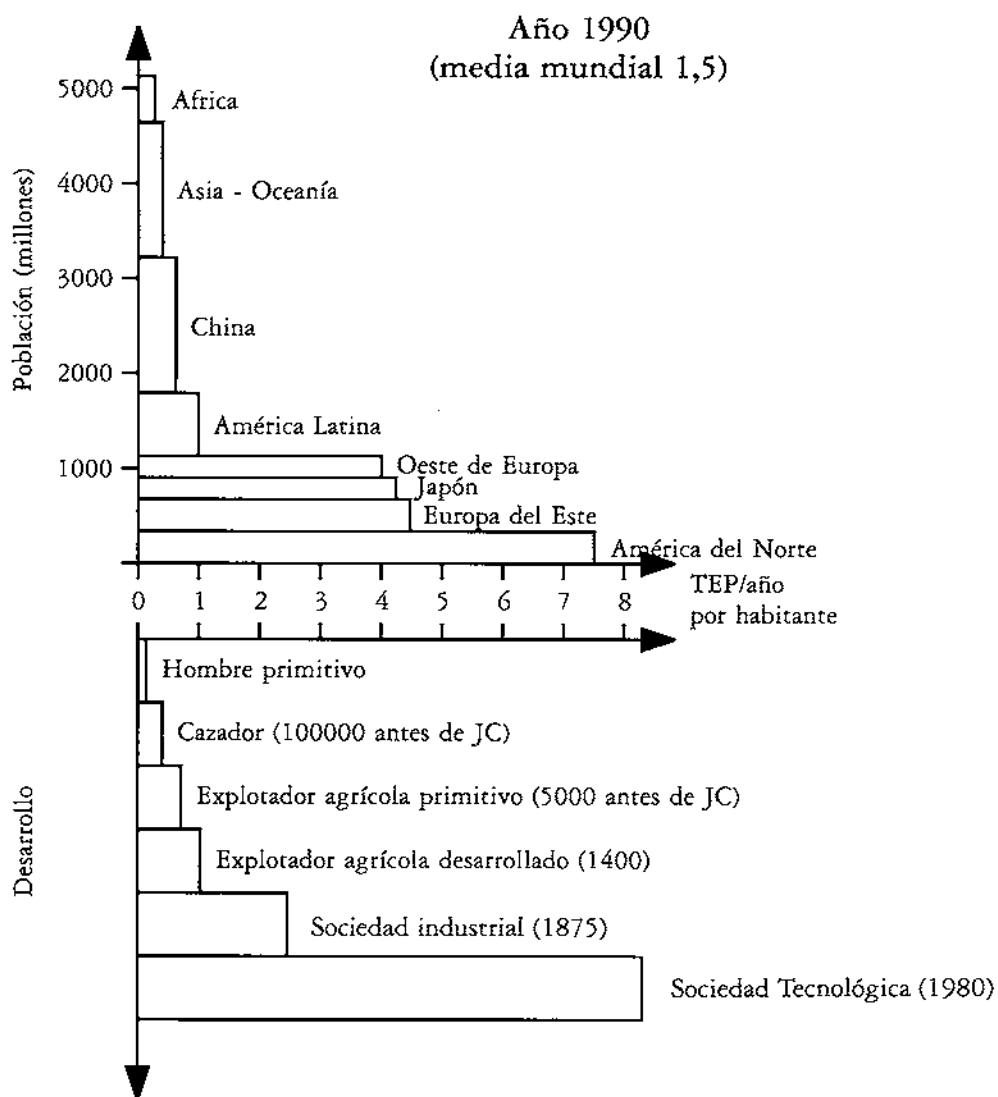
consecuencia los expertos⁽⁵⁾ estiman que deberían mobilizarse y utilizarse lo más eficazmente posible todas las fuentes de energía. La energía nuclear puede satisfacer hoy en día las necesidades de electricidad de los países industrializados y su contribución al balance energético global será tanto más significativo que la «penetración» de electricidad, es decir su parte en el consumo global de energía será más importante. Recurrir a la energía nuclear parece necesario según los especialistas mundiales.

¿Están las centrales nucleares a la altura del objetivo?

Con alrededor de 400 centrales en servicio y una producción anual superior a 2.000 TWh⁽⁶⁾, la electricidad de origen nuclear representa hoy en día cerca del 20% de la electricidad mundial, o el equivalente a 500 MTep, es decir la mitad de la producción de petróleo del Oriente Medio. Es una realidad industrial indiscutible, que apenas representa un poco más del 5% del consumo energético mundial. El sector nuclear hasta ahora no parece haber estado a la altura del objetivo, al menos cuando uno se sitúa a nivel mundial. Las previsiones ambiciosas han resultado demasiado optimistas. El fracaso relativo se atribuye frecuentemente a la acción de los movimientos antinucleares que han bloqueado

5. Cf. por ejemplo la Conferencia Mundial de la Energía, Madrid, 1992.

6. TWh = Mil millones de kilovatios-hora, 1TWh = 0.2 MTep (Millón de toneladas equivalentes de petróleo).



Consumo de energía y desarrollo del hombre. El desarrollo del hombre a lo largo de los siglos ha sido posible gracias al aumento de la cantidad de energía disponible: de las 0,3 Toneladas equivalentes de petróleo (TEP) por habitante y año de hace 100.000 años, a 8 para el actual habitante de los países industrializados (esquema inferior). La desigualdad en cuanto a la disponibilidad energética en las diferentes partes del globo es enorme (esquema superior): con tres décimos de TEP/año de media, el africano de hoy no dispone de más energía que el hombre primitivo.

los programas nucleares en numerosos países. Sin pretender ocultar su función, nos parece que la coherencia de los programas es la que tendría que ponerse en tela de juicio y a través de ella, la voluntad de los que tienen el poder de decisión. La excepción a la regla de Francia, que no está aislada pero que constituye el mejor ejemplo de un programa nuclear eficaz subordinado a una voluntad política sin flaqueza, ilustra cómo las esperanzas pueden traducirse en realidades.

El programa nuclear francés

Francia es uno de los treinta países que explotan hoy en día centrales nucleares. Sin ser necesariamente el país más «nuclearizado», Francia es sin lugar a ninguna duda uno de los países nucleares importantes, y es inútil recordar algunos datos que demuestran que un programa nuclear bien dirigido puede en efecto aportar una solución válida a los problemas que plantea el crecimiento previsible del consumo energético mundial.

Con la puesta en servicio de GOLFECH 2 a orillas del Garona, el parque nuclear francés ha alcanzado en 1993 una etapa. El programa de centrales lanzado después de la crisis del petróleo de 1973, basado en un único tipo de reactor —el reactor de agua a presión (REP)— y con dos modelos de potencia unitaria, iguales respectivamente a 900 y 1.300 MWe, se ha completado ahora, con 34 unidades de 900 y 20 unidades de 1.300 MWe. Dos reactores reproductores más elevan la suma a un total

de 56 unidades, es decir una potencia instalada de 58.000 MWe. Estas centrales están distribuidas en 19 emplazamientos.

El compromiso francés de 1973 fue comentado varios años más tarde, con un humor muy británico, por Lord Marshall, presidente del CEGB⁽⁷⁾, que explicaba de esta manera las motivaciones: «Francia no tenía petróleo, Francia no tenía gas, Francia no tenía carbón, ¡Francia no tenía elección!». La situación resumida de esta manera había conducido a Francia en 1974 a depender en más de un 75% de fuentes de energía importadas, lo que explica el gran impacto de la crisis energética de los años 70 sobre el conjunto de la economía.

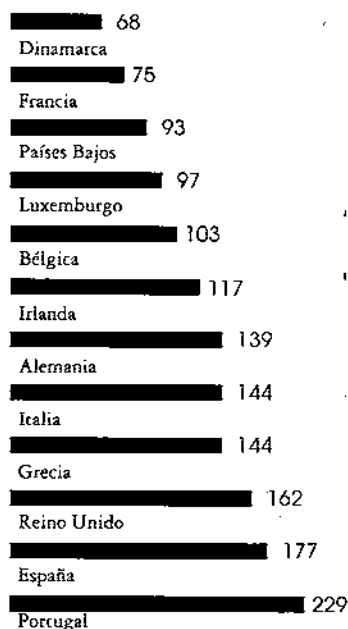
Lo que ha permitido a Francia hacer la elección nuclear, es que disponía de una experiencia nacional en materia de industria nuclear, es decir, de ingenieros y científicos capaces de desarrollar esta nueva tecnología en buenas condiciones de seguridad. Así ha podido evitar resignarse a importar siempre más combustibles fósiles. Recurrir a la energía nuclear, junto con una creciente penetración de la electricidad en la industria, ha permitido restablecer su situación energética: su dependencia es hoy de alrededor de un 50%, cuando sobrepasaría el 80% sin este recurso a la energía nuclear. En consecuencia

7. Central Electricity Generating Board, el equivalente británico de EDF. Lord Marshall comentaba en Ginebra, en 1986 algunos meses después de Chernobyl, donde se declaraba a favor de proseguir con el desarrollo nuclear en el mundo.

la balanza de pagos también ha mejorado considerablemente. No es la única consecuencia económica positiva del compromiso nuclear francés, ya que en lo que se refiere a los costes, el programa nuclear ha permitido tener uno de los precios de coste del kWh más bajo de Europa; se beneficia de ello la industria nacional, las industrias extranjeras vienen a establecerse en Francia y EDF exporta a Europa el 15% de su producción, lo que la convierte en uno de los primeros exportadores nacionales. En un momento en que estamos todos, con razón, preocupados por la situación del empleo en nuestros países, son resultados que cuentan.

Otro resultado que se olvida a veces se refiere a la protección del medio ambiente. Las

descargas de óxido de azufre, y de óxido de nitrógeno, resultado de la combustión del carbón y de los productos derivados del petróleo, han disminuido en un factor próximo a 10, en 10 años; la concentración de óxido de azufre en la atmósfera en Francia ha disminuido cerca de un 60%. Y puesto que se habla cada vez más en el mundo del efecto invernadero debido al aumento considerable del gas carbónico (CO₂) en la atmósfera, recordemos que el programa nuclear francés produce él sólo una disminución del 2% de la producción mundial anual de CO₂. Francia tiene el aire más limpio de Europa. (Haroun Tazieff).



Precios de la electricidad para las grandes industrias en Europa a 1 de julio de 1992

(sin impuestos)
(potencia contratada 10.000 kw,
consumo 50 Millones de kWh por año)

Corregido de la paridades de poder adquisitivo e índice de coste en Francia=100

El precio de coste de la electricidad en Europa. Francia puede sentirse satisfecha de disponer hoy de un coste de la electricidad que está entre los más bajos de los países industrializados más importantes. Si se compara el precio de la electricidad suministrada a las industrias en Francia con los que rigen en Alemania, en Italia y en el Reino Unido, se observa una desviación que llega hasta el 60% para las grandes industrias. Debido a su precio de coste especialmente bajo, EDF exporta a Europa una fracción significativa de su producción, alrededor del 15%, lo que convierte a esta empresa en uno de los primeros exportadores nacionales.

Esta obra está consagrada a la seguridad y presentaremos un balance detallado, incorporando todos los aspectos, incluidos los relativos a los residuos. Digamos aquí solamente que el palmarés relativo a la seguridad es positivo. Aunque se han producido incidentes de más o menos poca importancia, como en toda actividad industrial compleja, el parque nuclear francés se ha mantenido hasta ahora exento de todo accidente serio: ningún muerto, incluso ningún herido grave a causa de la radiación; ninguna consecuencia tampoco para el medio ambiente. Esto no puede ser una cuestión de suerte o de azar y el conjunto de los actores pueden, con razón, estar orgullosos de ello, incluso si deben permanecer vigilantes para mantener este balance en el futuro.

Los principales ingredientes del éxito

El éxito del programa nuclear francés, ya sea en el terreno de la independencia económica, del coste de la electricidad, de la seguridad frente a la población o de la aceptación por parte de la opinión pública, está generalmente reconocido en el mundo. Un programa es como una pastelería: hay muchos ingredientes, mucho de «hacer bien», una buena dosis de tenacidad y un poco de suerte para conseguirlo. El programa nuclear francés ha tenido todos los ingredientes del éxito.

Una continuidad científica y política. Desde 1945, el General de Gaulle creaba el CEA

(Commissariat à l'Énergie Atomique), Comisariado de Energía Atómica, contando con científicos como Frédéric Joliot, Irène Curie y Francis Perrin, que durante los años 30 habían descubierto la radiactividad artificial y después en vísperas de la guerra, habían presentado patentes para realizar reactores nucleares. Hoy recogemos los frutos de una acción coherente y continuada, seguida y mantenida por todos los gobiernos desde hace 50 años. A partir de 1948, el primer reactor francés, ZOÉ, arrancaba cerca de París y después se desarrolló la investigación científica y técnica en todos los campos de utilización de la energía nuclear. Hay que subrayar la importancia de esta continuidad puesto que las elecciones energéticas no pueden hacerse más que a largo plazo; hacen falta cerca de 20 años para llevar a cabo transformaciones significativas en un campo donde la duración de la construcción es del orden de 6 a 10 años y los proyectos previos prácticamente de la misma duración. Esta continuidad de las alternativas políticas ha estado acompañada por una madurez de la opinión pública, que no se ha dejado llevar por temores exagerados, puesto que ha medido las ventajas que una política energética independiente podía presentar y ha comprendido que los riesgos eran relativamente pequeños en comparación con los de la vida cotidiana en nuestras sociedades.

Las alternativas técnicas y económicas. Constituyen el segundo ingrediente del éxito. Al

menos dos de entre ellas han sido difíciles de tomar, pero han sido fundamentales. La primera ha sido, a principios de los años 70, abandonar el desarrollo, sin embargo prometedor, de los reactores concebidos por el CEA durante 20 años, para elegir los reactores de agua en pleno desarrollo en los EE.UU., y ya estudiados en Francia, en particular para la propulsión naval. La segunda ha sido no construir más que reactores normalizados. Después de los modelos ya citados de 900 y 1.300 MWe, se lanzó un tercer grupo de reactores avanzados de 1.400 MWe, en 1984, a un ritmo más lento teniendo en cuenta las necesidades.

Una organización industrial adaptada a un programa ambicioso donde se había puesto mucha carne en el asador: un único explotador, que era también su propio constructor —Electricidad de Francia (EDF)—, un sólo industrial para la realización de la caldera nuclear y de sus principales componentes y sistemas de seguridad —Framatome—, un sólo industrial para el ciclo del combustible —COGEMA—, un sólo centro de investigación y desarrollo —el CEA—, que realiza las investigaciones para todos los elementos del programa nuclear (enriquecimiento del uranio, combustibles, reactores, reelaboración, residuos, aplicaciones médicas de radioelementos, física nuclear, fusión controlada), y un sistema de autorización centralizada para todas las decisiones en materia de seguridad.

Hombres preparados. Desde la creación del CEA en 1945 y hasta la crisis del petróleo de 1973,

se formó a una generación de ingenieros y científicos entusiastas sobre las técnicas nucleares, estudiando, construyendo y explotando numerosas instalaciones que cubrían todo el ciclo nuclear. Esta generación estaba preparada para responsabilizarse en el momento de las decisiones, y se repartieron entre la industria, la investigación, la explotación y la seguridad. Estos hombres y mujeres tenían como base una formación común en cuanto a disciplinas científicas y gestión, facilitando la consecución, entre las diferentes partes, del consenso necesario para la realización de un gran programa.

Las perspectivas

¿Quedará la energía electronuclear limitada a algunos países como Francia? ¿Sabrán los políticos y ciudadanos hacer realidad lo que los expertos estiman indispensable por el bien del mundo: utilizar eficazmente todas las fuentes de energía de las que el hombre puede disponer, incluida la energía nuclear en su campo predilecto, la producción de energía eléctrica? Volveremos sobre esto al final de esta obra, pero subrayemos aquí que el futuro desarrollo de las centrales nucleares estará subordinado a dos condiciones: que la electricidad de origen nuclear demuestre o confirme, su competitividad económica, de manera que la necesidad se imponga a los que tienen el poder de decisión y que el público esté convencido de que los riesgos están bien controlados. A este último aspecto es al que vamos a referirnos.

11/11/2011 11:11:11 AM

2. ¿Cómo? Técnica y aceptación

En este capítulo expondremos las bases de la seguridad, es decir los conceptos técnicos establecidos por los organismos responsables de la realización y explotación de una instalación nuclear para controlar los riesgos, así como las normas a seguir para garantizar y controlar su eficacia sobre el terreno. Más adelante, recordaremos cómo se ha construido y corregido progresivamente este conjunto a la luz de los acontecimientos y cooperaciones. Nos interesaremos sobre todo por las centrales porque nos parecen objetivamente, entre las instalaciones nucleares, las que son potencialmente más peligrosas. Indicaremos brevemente cómo los conceptos de seguridad, que les son específicos, se adaptan a otras instalaciones y en particular al almacenamiento de residuos.

2.1. ¿Cómo se consigue un reactor seguro?

Ya que hacer funcionar una máquina industrial compleja con un riesgo rigurosamente nulo es un objetivo inalcanzable, se puede definir un reactor seguro como aquél cuyo riesgo de accidente serio es suficientemente pequeño para ser considerado como aceptable, tomando como referencia los riesgos que la sociedad acepta para las otras actividades industriales.

Prevención de los accidentes mediante la «defensa en profundidad»

Para definir las medidas específicas para prevenir los accidentes, hace falta primero identificar los fallos que pueden conducir a estos accidentes, ya se refieran a los materiales y equipos utilizados, o a las actuaciones de los explotadores, o que se originen a causa de acontecimientos exteriores, naturales como las inundaciones y los terremotos, u originados por el hombre, como la caída de un avión, las explosiones de gas e incluso posibles actos de mala voluntad. Hace falta después estudiar cómo se puede defender la central frente a estas «agresiones», y eventualmente instalar dispositivos capaces de reforzar sus «líneas de defensa». Se entiende por línea de defensa una combinación coherente de dispositivos de protección, tales como obstáculos materiales contra las fugas radiactivas, márgenes de seguridad en el diseño, sistemas de seguridad automáticos, e incluso procedimientos correctores establecidos por los operadores.

Una central será segura si, frente a todo fallo y a toda agresión, puede disponer de líneas de defensa suficientemente «fuertes». La fuerza aquí es el resultado no sólo de la calidad de las disposiciones tomadas, sino también de la acumulación racional de estas disposiciones. Se parte del principio de que todo dispositivo de seguridad es vulnerable y debe ser sustituido o protegido por otro dispositivo. Es lo mismo para las líneas de defensa: cada línea reduce la probabilidad de ocurrencia y/o

la gravedad del accidente, y su «apilamiento en profundidad» permite alcanzar un nivel de riesgo suficientemente bajo para ser considerado aceptable. Se construye la seguridad nuclear sobre este concepto de «defensa en profundidad», donde la central está protegida por líneas de defensa sucesivas.

Este enfoque no es específico de las centrales nucleares, incluso si se ha sistematizado y profundizado en él para este caso. Un ingeniero que dibuja un puente utiliza márgenes de seguridad para calcular su resistencia a la carga que tendrá que soportar: instala de esta forma una «línea de defensa» para hacer frente a posibles sobrecargas o a errores sobre la resistencia de los materiales. Un explotador de recipientes a presión instalará válvulas que limitarán los aumentos accidentales de presión por encima del valor especificado: estas válvulas constituyen igualmente una «línea de defensa». En todos los casos, esencialmente durante la fase de proyecto, cuando se definen las características de la máquina es cuando hay que instalar estas defensas. La fase de diseño es pues esencial en materia de seguridad. Durante la construcción y después la explotación, hace falta primero asegurarse de que se han respetado los propósitos de los proyectistas en materia de seguridad; después hace falta, teniendo como base los controles y la experiencia, corregir si es necesario el diseño utilizando «líneas de defensa» adicionales, que pueden ser procedimientos o equipos destinados a hacer frente a situaciones que

no se han tenido completamente en cuenta durante el proyecto.

Vamos ahora a examinar más en detalle las tres condiciones que hay que respetar para conseguir una central segura:

- Un diseño que garantice tanto la prevención de los accidentes como las «defensas» contra sus posibles consecuencias.
- Una realización exenta de defectos importantes e imperfecciones que no hayan sido identificadas y si es necesario reparadas.
- Una explotación rigurosamente organizada y confiada a personal formado y entrenado.

2.1.1. Un diseño seguro

Las tres barreras

Hemos mencionado ya cual debía ser el objetivo principal de la seguridad en una central nuclear: mantener «confinados» los productos radiactivos peligrosos producidos por la fisión nuclear. La defensa contra la diseminación de la radiactividad tiene un fundamento muy sencillo: se interponen una serie de barreras herméticas y resistentes entre los productos radiactivos y el medio ambiente para formar una pantalla contra las radiaciones y contener la radiactividad. El combustible propiamente dicho, sin ir más lejos, bajo forma de una masa cerámica, tienen la propiedad intrínseca de retener la mayor parte de

los productos de fisión. Después viene la vaina, en general metálica, siempre hermética y resistente a la corrosión. Esta es la que hemos llamado ya la «primera barrera». La segunda barrera está constituida por el circuito de refrigeración primario que, a parte de las tuberías por donde circula el refrigerante, puede incluir una vasija de acero u hormigón o tubos resistentes a la presión. Por último, la mayor parte de los reactores además están rodeados por un edificio de paredes anchas de hormigón o acero resistente a la presión, que constituye la última barrera de confinamiento.

Hay pues varios obstáculos y restricciones entre los productos de fisión y el exterior. La presencia de estas barreras múltiples hace que las descargas radiactivas al exterior sean muy bajas en condiciones normales de operación y limitadas en caso de accidente. Únicamente si varias barreras perdieran simultáneamente su eficacia podrían producirse descargas significativas.

La integridad de las barreras puede verse amenazada de diferentes maneras, por ejemplo a causa de tensiones mecánicas debidas a sobrepresión, impactos o vibraciones, temperaturas excesivas, fragilización debida a las radiaciones, corrosión. El diseño debe tener en cuenta estos fenómenos y la eventualidad de la pérdida de las barreras. Las centrales deben estar también fuertemente protegidas contra las agresiones externas como inundaciones y sismos. El objetivo básico consiste

en esforzarse por mantener la integridad de las barreras en todas las circunstancias. El diseño en materia de seguridad consistirá en organizar el conjunto de estas barreras y de los diferentes sistemas y circuitos asociados, dentro de una estructura de «defensa en profundidad» caracterizada por líneas de defensa sucesivas y tan independientes como sea posible.

Los niveles de defensa en profundidad

En una central nuclear, se distinguen tres «niveles» de defensa en profundidad, cada uno de ellos constituye el equivalente a una línea de defensa.

- *Primer nivel: la prevención de incidentes*

Las primeras medidas de prevención están destinadas a mantener el reactor y el conjunto de la instalación en condiciones de funcionamiento «normal». Se trata primero de evitar los sucesos, de origen tanto interno como externo, que podrían perturbar este funcionamiento: prever por ejemplo las averías de los componentes, lo que exige la elección de equipos de probada fiabilidad; facilitar igualmente el trabajo de los operadores de la instalación evitando de esta manera que cometan errores; frente a «agresiones» que provienen del entorno, escoger emplazamientos no sísmicos y en general protegidos de otros fenómenos naturales extremos, inundaciones o tornados.

Pero a este nivel, hay que preocuparse igualmente por los defectos menores que aparecerán inevitablemente a lo largo de la vida de la central (la perfección está fuera del alcance del hombre y la naturaleza tiene siempre una cierta «inconstancia»); la central debe estar diseñada de manera que pueda absorber estas perturbaciones sin salirse de su ámbito de funcionamiento: es la función de los márgenes de seguridad. Una central bien concebida debe incorporar márgenes que permitan a sus componentes funcionar en condiciones más severas de lo previsto.

Es fundamental dotar a la central de características de seguridad que intervengan por sí solas, sin la intervención del hombre, cuando se producen sucesos perturbadores, para limitar sus efectos y mantener la instalación en su estado normal de funcionamiento. Pueden ser las válvulas de seguridad mencionadas más arriba o mecanismos automáticos de regulación como hay en todas las instalaciones industriales. Pueden ser también propiedades intrínsecas de los «procedimientos»: en el caso de los reactores nucleares, la fisión posee características propias que si se tienen bien en cuenta, son capaces de estabilizar la reacción en cadena cerca del nivel de equilibrio. Hablaremos de esto en detalle más adelante, puesto que un error de diseño, como fue el caso de Chernobí, puede tener consecuencias dramáticas.

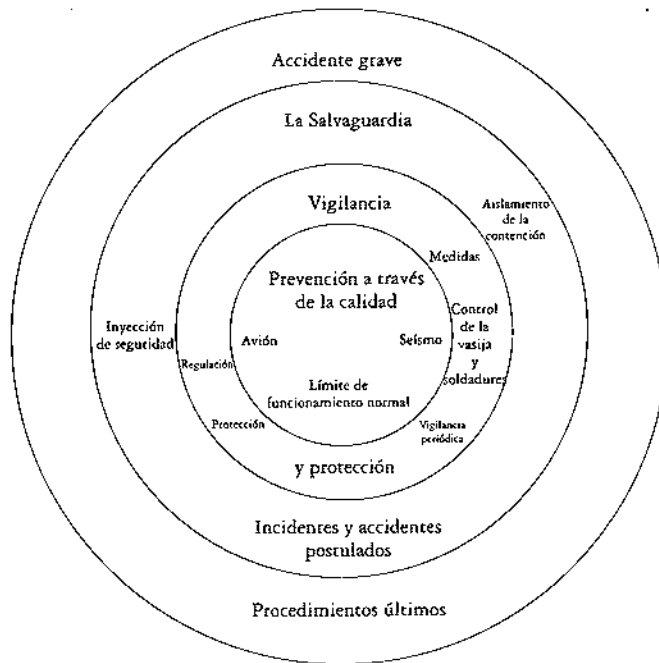
Para terminar esta rápida revisión de las medidas de seguridad que constituyen la primera línea de defensa, mencionemos que puede incluir también medidas administrativas o institucionales: así se exige un estudio previo en profundidad de la seguridad de la central.

- *Segundo nivel: la vigilancia y los medios para actuar*

A pesar del cuidado que se ha tenido con el primer nivel para evitar o controlar los sucesos, fallos u otros, que podrían comprometer la seguridad, el principio de la «defensa en profundidad» exige que se prevea que, a pesar de todo, se pueden producir fallos que lleven a la central fuera de su nivel de funcionamiento previsto. La experiencia enseña además que siempre es así, en todas las instalaciones industriales, con mayor o menor frecuencia: para una instalación que dispone de una primera línea de defensa «fuerte», estos serán casos raros; pero cualquier desviación del nivel de funcionamiento previsto puede conducir a un accidente, si no se tiene algo previsto para hacerle frente. Por tanto, en las centrales nucleares se instala sistemáticamente una segunda línea de defensa.

Comporta dos elementos esenciales:

- Un dispositivo permanente de vigilancia de la instalación y de los parámetros que permiten garantizar que ésta se mantie-



El concepto de defensa en profundidad. Para garantizar la seguridad de una central nuclear se instalan *líneas de defensa* que en caso de avería o fallo humano impedirán el accidente. La defensa en profundidad consiste en prever que cada línea de defensa puede tener sus puntos débiles y «apilar» varias líneas independientes. Las líneas de defensa incorporan sistemas de seguridad automáticos que intervendrán en caso de accidente, y los procedimientos últimos que limitarán las consecuencias.

ne dentro de los márgenes previstos, es decir dentro de la primera línea de defensa; este sistema puede ser continuo, con captadores y tratamiento de señal; puede ser discontinuo, con controles periódicos.

- Sistemas de seguridad que intervendrán, en principio automáticamente cuando se detecten desviaciones, actuarán para evitar que el incidente degenera dado lugar a un accidente que conduciría al deterioro de las barreras, y llevará la instalación a un estado seguro.

Esta segunda línea de defensa estará más particularmente ligada a la vigilancia de las barreras; en función de los incidentes previsibles, habida cuenta de los resultados

de un análisis técnico de seguridad, se instalan unos sistemas de seguridad para garantizar el funcionamiento seguro de las funciones vitales: control de la reacción en cadena y refrigeración permanente, hablaremos de esto después; igualmente se concede en este nivel una gran importancia a la integridad de la última barrera, el recinto de contención.

- *Tercer nivel. la reducción de las consecuencias (mitigación)*⁽¹⁾.

Los dos primeros niveles resumidos más arriba son «clásicos» en materia de seguridad industrial. Desde luego se han conocido

1. En el sentido original de suavizar.

en el pasado instalaciones consideradas seguras protegidas por una única primera línea de defensa; los accidentes ocurridos han demostrado la insuficiencia de este enfoque, y hoy en día la mayoría de las instalaciones potencialmente peligrosas, tales como aquellas sometidas a la «directiva SEVESO», han instalado una segunda línea, de hecho en vista de los resultados de los «estudios de riesgo» que constituyen el análisis de seguridad del que hemos hablado.

Las medidas de mitigación van más allá, y ciertamente en las centrales nucleares es en donde han sido por primera vez sistemáticamente incorporadas en el diseño. Tienen como objetivo limitar las consecuencias de los accidentes, si aún así tuvieran que producirse, a pesar de las dos líneas de defensa precedentes. La parte esencial de esta línea de defensa atañe a la integridad de la última barrera de confinamiento en condiciones extremas: en la fase de diseño se dimensiona⁽²⁾ el recinto de contención para que pueda seguir desempeñando su función cuando las otras barreras ya no la pueden desempeñar, cuando se ha dañado gravemente el combustible y cuando se ha producido una rotura en las tuberías por donde circula el fluido primario. Se introducen sistemas de seguridad que permiten mantener esta integridad durante un largo período, permitiendo

principalmente la refrigeración del recinto con relación al calor desprendido por los productos de fisión.

La defensa incluye además «aguas arriba» la gestión de la situación accidental, mediante la actuación de funciones normales y sistemas de seguridad, gracias a disposiciones particulares que garantizan el suministro de energía eléctrica; su objetivo es hacer más lenta la evolución del accidente, y si es posible, bloquear los productos peligrosos dentro de la instalación. Por último «aguas abajo» incluye las medidas a tomar para proteger a las personas y el medio ambiente de los efectos de las posibles descargas radiactivas: son los planes de emergencia en caso de accidente.

Las funciones vitales para la seguridad

La prevención comienza por el confinamiento de la radiactividad en el interior de la primera barrera, la vaina. Esta no se verá seriamente dañada a menos que se produzca un desequilibrio significativo entre el desprendimiento de energía en el combustible y la extracción de la misma, que se manifiesta en forma de calor, a través del sistema de refrigeración; esto demuestra la importancia de las dos funciones vitales de seguridad, el control de la potencia, es decir de la reacción de neutrones en cadena, y la permanencia de la refrigeración del combustible nuclear. Su importancia es tanto mayor cuanto que su reconsideración

2. Término ingenieril que engloba el conjunto de las características, incluidas las especificaciones para la realización.

puede tener repercusiones sobre las otras dos barreras, en primer lugar el circuito de refrigeración, pero también menos directamente, la última barrera, el recinto de contención.

A. El control de la potencia del reactor

Al contrario de lo que ocurre en una caldera de carbón, no es necesario poner más combustible en un reactor para aumentar su potencia, es decir el desprendimiento de energía. Cuando se ha iniciado el proceso de reacción en cadena, en cada fisión que produzca suficientes neutrones para que estos a su vez puedan provocar al menos una nueva fisión, la población de neutrones es la que regirá el nivel de desprendimiento de energía. Si la reacción en cadena es «divergente», el número de neutrones aumentará con el tiempo; si es «convergente», disminuirá. La potencia, energía producida por unidad de tiempo, variará proporcionalmente al número de neutrones. Se comprende por tanto claramente que actuando sobre los neutrones, absorbiéndolos más o menos mediante las «barras de control» insertas entre los elementos combustibles, es como se controlará el nivel de potencia de la instalación.

Si la población de neutrones no se regula correctamente, la potencia variará. Si ésta aumenta lo hace con una dinámica particularmente rápida, puesto que debido a la propiedad de la reacción en cadena, el crecimiento es de razón «geométrica» y no aritmética (crecimiento

exponencial)³. Si no se toma ninguna medida, y si coexisten otras características desfavorables de diseño, se puede llegar a destruir el reactor como ocurrió en Chernobil. En consecuencia es vital que el diseño de un reactor nuclear garantice que todo aumento de la población de neutrones sea automáticamente contrarrestado mediante una acción en sentido contrario.

B. Capacidad de refrigeración

El calor normalmente se evacua y transfiere a los generadores de vapor mediante el fluido primario de refrigeración, que fluye a lo largo de la pared exterior de la vaina del combustible. La pérdida de refrigeración causada por ejemplo por una fuga o una ruptura de tubería, por un fallo de la circulación del refrigerante o a la ausencia de evacuación del calor del lado del secundario, podría provocar una elevación de la temperatura del combustible, después la ruptura de las vainas y la fuga de materiales radiactivos hacia la vasija o el circuito primario del reactor. Por tanto hace falta garantizar permanentemente, en toda circunstancia, la extracción del calor producido en el combustible.

Esta regla es válida cuando el reactor está parado. En Three Mile Island (TMI), cuando se produjeron los fallos que originaron el

3. Como consecuencia de las leyes físicas que rigen las reacciones nucleares, no se puede mantener en un reactor nuclear durante suficiente tiempo una velocidad de multiplicación neutrónica tal que transformaría la instalación en una bomba atómica.

accidente, las seguridades de la central funcionaron y pararon la instalación. Concretamente esto significa que un sistema automático ha introducido en el núcleo las «barras de control» que han absorbido los neutrones; de esta manera se ha detenido la reacción de neutrones en cadena que mantienen la fisión del uranio y por consiguiente el desprendimiento de energía. Casi instantáneamente, la central no suministra más electricidad a la red. Pero esto no ha eliminado la necesidad de seguir refrigerando el núcleo. Las radiaciones emitidas por los productos de fisión desprenden calor. Hace falta extraerlo, y esto durante varias horas, varios días, e incluso varios meses después de la parada del reactor. Naturalmente, puesto que la radiactividad es un fenómeno que decrece con el tiempo, el calor que hay que extraer decrecerá igualmente, bastante rápidamente por cierto, puesto que no representa más que el 7% de la potencia nominal después de 1 segundo. Pero si la refrigeración no es proporcional a la potencia «residual», el combustible se calentará y tarde o temprano la vaina que confina los productos peligrosos perderá su integridad. Es lo que sucedió en TMI cuando por error pararon la refrigeración de emergencia.

La protección de las funciones vitales: los sistemas de seguridad

Tanto para controlar la potencia, como para mantener la refrigeración y para limitar las

consecuencias de un eventual accidente, se pueden utilizar tres tipos de sistemas de seguridad siguiendo diversas combinaciones para proteger un reactor: los primeros recurren a características llamadas «intrínsecas», los otros dos se llaman respectivamente sistemas «pasivos» y sistemas «activos».

La seguridad intrínseca se basa en las leyes físicas de la naturaleza. No es necesaria ninguna intervención exterior para mantener el reactor en condición segura o para restablecerla en caso de incidente. Por ejemplo, la mayoría de los reactores tienen un coeficiente de reactividad negativo. En otras palabras, todo aumento de la temperatura provocado por un exceso de potencia conducirá a una reducción de ésta al menos en las mismas proporciones. Esta contra-reacción natural limita por consiguiente automáticamente los aumentos rápidos de potencia y puede incluso parar completamente el reactor. La falta de tal estabilidad intrínseca a baja potencia, unida a un sistema de parada demasiado lento, es una de las principales causas del accidente de Chernobil.

La caída de las barras de control sólo por gravedad y la utilización de la energía almacenada en los dispositivos de inyección de emergencia (acumuladores) constituyen ejemplos de sistemas de seguridad pasivos. La mayoría de las barreras instaladas para confinar los productos radiactivos constituyen también sistemas de seguridad pasivos.

Se da una perfecta cuenta del interés de los tipos de sistemas que se acaban de presentar: se puede contar con su actuación sin intervención ni del hombre, ni de un mecanismo. De hecho, ningún reactor en servicio se basa sólo en estos dos tipos (intrínsecos y pasivos) para controlar todas las situaciones potencialmente peligrosas. Todos recurren a sistemas activos que funcionan a partir de señales de activación emitidas por captadores y con fuentes de energía eléctrica o neumática. En general estos sistemas no necesitan la intervención del hombre; intervienen automáticamente. La seguridad queda por consiguiente asegurada hoy, mediante una buena combinación de los tres sistemas.

Además, para que un sistema de seguridad esté a punto para cumplir su función con un buen margen de confianza, se establecen los principios siguientes:

- *Redundancia.* Los componentes o subsistemas de un sistema de seguridad son más numerosos de lo que se requeriría para desempeñar la función, de tal manera que la seguridad jamás se basa en el funcionamiento de una única unidad.
- *Diversidad.* Dos sistemas o más, basados en principios de diseño o de funcionamiento diferentes, están dispuestos para asegurar cada función particular de seguridad —es la estrategia del «cinturón más los tirantes»— de manera que el conjunto de los sistemas no pueda estar averiado

por la misma razón (prevención de las averías llamadas «modo de fallo por causa común»).

- *Separación física.* Los componentes o sistemas destinados a una función de seguridad están separados, para estar protegidos contra una pérdida simultánea debida por ejemplo al fuego o a la inundación, otro tipo de modo de fallo por causa común: la separación queda asegurada preferentemente por la distancia, en su defecto por una barrera física.
- *Puesta en «avería segura».* Los componentes o sistemas están concebidos para que se pongan automáticamente en posición segura en caso de fallo o de pérdida de alimentación.

Chernobil: una dramática falta de defensa en profundidad

Hemos indicado ya que el reactor del tipo RBMK⁽⁴⁾, desarrollado en la URSS, que equipaba la central de Chernobil pecaba en lo que se refiere al primer nivel de defensa: no disponía de contra-reacción intrínseca estabilizante; al contrario, en la situación en la que le habían puesto sus explotadores, las contra-reacciones eran desestabilizantes: todo aumento de la temperatura provocaba una aceleración de la reacción en cadena, es decir un aumento rápido de la potencia.

4. RBMK: Siglas para el reactor grafito-agua en ebullición (en ruso).

Pero los otros niveles de defensa eran igualmente muy defectuosos. El sistema de parada de la reacción en cadena estaba mal diseñado: no solamente era demasiado «lento» y no permitía controlar adecuadamente un transitorio rápido, sino que además era «vicioso», ya que su primer efecto inmediato se oponía a lo que el operador estaba en su derecho de esperar de él. Durante los primeros segundos en vez de reducir la población de neutrones la aumentaba. Se podría pensar hoy que la intervención manual del operador sobre un sistema, con la que pensaba que iba a parar la instalación, ha sido la que finalmente ha provocado su aceleración.

Por último la central de Chernobil estaba totalmente desprovista de un recinto de contención envolviendo el reactor, que hubiera sido capaz de contener, al menos en cierta medida, los productos de fisión liberados por el aumento rápido de la potencia.

2.1.2. Una realización de buena calidad

Es fundamental para la seguridad, que se construya una central nuclear en estricta conformidad con las especificaciones fijadas en el momento de su diseño. En efecto el comportamiento de las instalaciones y principalmente sus reacciones ante las averías, pueden ser imprevisibles si la realización no ha respetado las intenciones de los proyectistas. Claro es que esta conformidad se verifica a lo largo de las pruebas que preceden la puesta en servicio de la central, y entonces

se detectan y corrigen posibles desviaciones entre las especificaciones y lo que se ha hecho sobre el terreno, pero dentro de la preocupación por la defensa en profundidad, hace falta esforzarse para prever estas desviaciones aguas arriba: este es el objeto de las disposiciones llamadas de «garantía de calidad» que se establecen durante toda la duración del diseño y realización de la central.

El suministro de un material fabricado y construido de manera satisfactoria, no sólo conforme a las «reglas del bien hacer», sino también a las especificaciones particulares de la central, es una responsabilidad que incumbe directamente al constructor de la misma. Su éxito, con relación a esto, depende de la eficacia de sus prácticas y de la manera en que se ajuste a ellas. Debe establecer procedimientos para identificar los materiales, controlar los procedimientos, inspeccionar y probar los componentes, y documentar todo ello para que un organismo de vigilancia independiente pueda asegurar que todo se ha hecho correctamente.

En cuanto al explotador, y en perfecto acuerdo con lo que hemos subrayado más arriba relativo a su propia responsabilidad, debe comprobar el trabajo de los fabricantes y constructores para estar en condiciones de «hacer suya» la calidad de conjunto de sus instalaciones. Incluso si las autoridades reglamentadoras nacionales, de las que hablaremos más adelante, examinan también las disposiciones tomadas, ante todo es el explotador

quien tendrá que hacer frente a los posibles defectos que hayan pasado desapercibidos. Es él quien seguirá a lo largo de la explotación la evolución de las características de los equipos y su posible envejecimiento.

Los procedimientos de garantía de calidad se han desarrollado progresivamente y se han puesto a punto desde el comienzo de los programas electronucleares. En el pasado se han detectado defectos de calidad y han conducido siempre, sino a incidentes importantes para la seguridad, puesto que se han corregido a tiempo, al menos a retrasos y costes adicionales significativos en la producción de electricidad. Hoy en día, la industria nuclear ha establecido normas y códigos de buen uso aplicados a nivel internacional. La industria nuclear debe seguir siendo ejemplar.

2.1.3. Una explotación rigurosa

El punto crucial de la seguridad operacional es conseguir que los hombres y las máquinas trabajen juntos de manera segura. Una de las causas principales de los accidentes de Chernobil y Three Mile Island (TMI) ha estado en la conjunción de malos procedimientos operacionales y de un desconocimiento de los fenómenos físicos que rigen el funcionamiento de la central. En los dos casos, los operadores no han entendido lo que pasaba en el reactor a partir de las informaciones que se les proporcionaba en la sala de control. En TMI, algunas de esas informaciones se prestaban a confusión, en Chernobil,

la atención y el control se centraron únicamente en los sistemas de producción de energía. Los operadores no pudieron por tanto tomar medidas correctoras adecuadas; algunas de sus acciones contribuyeron incluso a agravar la gravedad de los accidentes.

El factor humano

Hoy en día se reconoce que el hombre juega un papel determinante en la seguridad de las centrales nucleares, y que hace falta tener en cuenta tanto sus capacidades como sus limitaciones en cuanto a sus interacciones con los sistemas técnicos que utiliza. El hombre no es asimilable a un «componente» como cualquier otro. Mal integrado en la cadena de protección, puede ser la parte débil, cuando su capacidad de reflexión y de decisión deberían ser un aporte positivo para la seguridad. Se enumerarán a continuación los principios cuya importancia sabemos por experiencia.

A. Una clara definición de las responsabilidades

Un explotador de instalaciones nucleares es responsable en el más amplio sentido de la palabra —operacional, legal, jurídico— de la seguridad de sus instalaciones. La gestión de la seguridad en el seno de la empresa requiere que el nivel central defina, establezca y controle una política de la que se derivarán prácticas y procedimientos garantizando la mejor seguridad. El organismo que explote la instalación es a quien incumbe la responsabilidad

de emplear una gestión eficaz que haga que la búsqueda de una seguridad y calidad óptimas sean la primera de sus preocupaciones. Esto exige que cada uno en su campo, cualquiera que sea su nivel, conozca perfectamente hasta dónde llegan sus obligaciones y responsabilidades.

B. La función del operador

El operador es el responsable de la explotación de la instalación; recoge la información, la analiza y decide las acciones a tomar en función de las instrucciones escritas: los procedimientos de operación. Es un trabajo de gestión técnica, que puede ser muy activo cuando se perturba el funcionamiento normal. Pero en este caso, sistemas automáticos de seguridad protegen la instalación; se han diseñado para que sean «auto-seguros» en caso de pérdida de corriente. El operador no es y no debe de ser el elemento principal sobre el que se basa la seguridad de la instalación.

El operador por tanto no reemplaza en circunstancias normales a los sistemas automáticos. De hecho, la mejor manera de garantizar la función de un sistema que controla varias variables, en interacción las unas con las otras, es utilizar un ordenador consagrado sólo a esa función. Sin embargo, el operador debe continuar siendo capaz de parar rápidamente el reactor si es necesario; debe ser capaz de reconocer cualquier condición anormal de explotación y de reaccionar eficazmente, añadiendo de esta forma una redundancia

adicional a la protección, dando preferencia a la seguridad en relación con la producción, si es necesario.

El operador tiene por último cuatro funciones esenciales:

- Conocer las condiciones que deben respetar en operación normal todos los sistemas importantes para la seguridad.
- Reconocer, con la ayuda de los medios de control puestos a su disposición, las situaciones anormales que pueden ocurrir de improviso, e identificar su importancia para la seguridad.
- Saber cómo puede restablecer las condiciones seguras de explotación en situación anormal.
- Pedir rápidamente ayuda si él no puede restablecer la situación.

Sus resultados serán función tanto de las disposiciones tomadas durante el diseño, para transmitirle la información que necesita procedente de la instalación (interfase hombre-máquina), como de su propia capacidad de reflexión y actuación tal y como las habrá desarrollado a lo largo de su formación.

C. Selección, formación y entrenamiento de los operadores

Una central nuclear debe disponer permanentemente de operadores competentes, estables y bien formados para desempeñar sus funciones

y responsabilidades. Dado que desempeñan una función clave en el necesario mantenimiento de un alto nivel de atención a la seguridad, su selección necesita una particular atención. Debe basarse en las especificaciones precisas de las tareas, en el profesionalismo y la experiencia, y en factores personales tales como la salud, habilidad, perfil físico, mental e intelectual.

Los futuros operadores siguen un programa específico de formación. La utilización de simuladores es particularmente fecunda y eficaz en este proceso. Una de las cualidades más importantes que necesitan los operadores de las centrales nucleares es la aptitud para comprender, diagnosticar y anticipar el desarrollo de una situación global a partir de una gran cantidad de informaciones y parámetros. Esto exige naturalmente un profundo conocimiento de los sistemas y procedimientos y también la capacidad de relacionar los principios fundamentales con situaciones reales que pueden muy bien diferir de las que ha estudiado y analizado en los documentos.

D. Interfase hombre-máquina

De qué manera los operadores y la máquina (tal y como se presenta ante los operadores a través de la instrumentación) pueden trabajar juntos mejor y de forma más segura en la sala de control, es un aspecto que cobra una importancia creciente. Se hacen constantes esfuerzos para mejorar esta interacción. La forma y el tamaño de los paneles de control, así como la instalación de dispositivos (indicadores,

mandos, botones) se diseñan para que las indicaciones se puedan ver y comprender y se acceda a los mandos fácilmente. Los paneles sirven para que el operador comprenda los diferentes sistemas y proporcionan reagrupamientos claros y coherentes de los controles e indicadores por función y sistema.

El desarrollo de la informática permite hoy en día en las salas de control de las centrales modernas disponer, a partir de ordenadores, de sistemas de presentación de informaciones interactivas y en color. Esto permite a los operadores solicitar inmediatamente, a través de las pantallas, las informaciones que necesitan; también pueden aparecer mensajes importantes que no han pedido. Este desarrollo es extremadamente valioso para la eficacia del trabajo común hombre-máquina puesto que permite un acceso fácil, y en el momento apropiado, a informaciones que son muy pocas veces necesarias, pero que pueden ser vitales en ese caso.

Se han hecho esfuerzos para que el operador esté en condiciones de reaccionar, diagnosticar y responder ante sucesos anormales. Se dispone además de una cierta redundancia humana en las centrales francesas, un especialista en seguridad, experimentado y entrenado, el Ingeniero de Seguridad, que no actúa en circunstancias normales de explotación, pero a quien se acude si se produce cualquier suceso fuera de lo habitual.

E. Los procedimientos de explotación

El equipo de dirección de una central se constituye cuando todavía está en construcción, para reproducir el punto de vista del futuro explotador reuniendo el equipo que llevará a cabo las pruebas y explotará después la central. Este grupo prepara un conjunto coherente de procedimientos de explotación antes del arranque y la autorización de puesta en servicio. El equipo de explotación debe operar la central en estricta conformidad con los procedimientos aprobados y las autorizaciones concedidas. El equipo de explotación trabaja permanentemente según las especificaciones del diseño, dirigiendo un programa coherente y exhaustivo de pruebas y vigilancia de los sistemas de seguridad y de las barreras y manteniendo la capacidad para hacer frente a toda crisis o accidente.

En toda circunstancia en la que los operadores son susceptibles de intervenir, como respuesta a una alteración del estado de la central, se prevén sistemáticamente procedimientos escritos para guiarles y garantizar que disponen de las informaciones detalladas que necesitan para controlar la situación.

En las centrales se realiza el mantenimiento y las pruebas a intervalos planificados para garantizar que siguen siendo fiables. Los sistemas de seguridad necesitan un enfoque específico porque deben intervenir en caso de fallo de los sistemas normales de funcionamiento. Unos programas de pruebas más amplios

vigilan estos sistemas y sus componentes, y sus resultados se utilizan para garantizar su disponibilidad. Si se detecta un defecto en un sistema de seguridad se corrige inmediatamente o, en su defecto, se para el reactor. Se utilizan los períodos de parada para realizar programas intensivos de pruebas y mantenimiento.

La experiencia adquirida

Sólo se puede tener plena confianza en la eficacia, para la seguridad, de las disposiciones que se acaban de resumir, si se confrontan permanentemente los resultados de la experiencia de explotación con los objetivos que se habían fijado. Dentro de esta experiencia es natural conceder una particular importancia a todas las situaciones anormales que se han encontrado. Por esta razón se ha establecido, en todas las centrales nucleares, un sistema de recogida y análisis de sucesos de explotación. Identificar todo defecto de material, todo mal funcionamiento de los equipos, y de forma más general todo lo que puede ser un signo de deterioro de las condiciones de explotación es una de las responsabilidades importantes de los explotadores. Una vez realizada esta identificación, hace falta analizar los datos recogidos en función de su importancia para la seguridad; hace falta sacar las lecciones, que pueden afectar tanto a las disposiciones para el diseño como a los procedimientos de explotación; hace falta por último, y no es lo menos importante, difundir

los resultados de estas investigaciones, a todos los interesados, es decir a todos aquellos que pueden utilizar estas informaciones en beneficio de la seguridad y primero en sus propias actividades.

Los sistemas de informes sobre los incidentes, que los organismos internacionales emplean en el mundo, son complementarios de los sistemas nacionales y garantizan el reparto de las informaciones en todos los países miembros. La Asociación Mundial de Explotadores Nucleares (WANO en inglés) desarrolla estos intercambios a nivel de los explotadores.

Three Mile Island: una toma de conciencia

Sin duda el accidente de TMI no se hubiera producido, o no habría sido tan grave, si el retorno de la experiencia hubiera funcionado bien en los EE.UU., puesto que el conocimiento de un incidente anterior habría debido alertar a los operadores y orientarles en la conducta a seguir. Pero no es la única lección importante que hay que aprender. De la misma manera que el análisis de Chernobyl demuestra a donde pueden conducir las insuficiencias de seguridad en el diseño, el de TMI ilustra lo que puede ocurrir cuando no se toma bien en cuenta la seguridad de explotación: la falta de formación de los operadores para hacer frente a las situaciones accidentales, informaciones dadas a los explotadores susceptibles de inducirles al error, estado de

ánimo de la organización incapaz de imaginar que se pueda producir un accidente de imprevisto.

Hasta TMI, quedaba implícito que a partir del momento en que se había diseñado una instalación, nada grave podía pasarle. Se pedía simplemente a los explotadores que siguieran al pie de la letra las especificaciones de los constructores, que no cubrían más que ciertas situaciones. En TMI, en abril de 1979, cuando una mala maniobra en el circuito auxiliar provocó automáticamente la parada de la central, todas las disposiciones tomadas en el momento del diseño funcionaron como estaba previsto. Lo que no estaba previsto, era que el operador no dispondría de las informaciones que le permitieran comprender lo que pasaba, y que se vería obligado, como es natural, a poner en marcha acciones aprendidas para situaciones diferentes, cuyo efecto fue el poner fuera de servicio los sistemas de seguridad instalados por los proyectistas. Se produce por tanto la parada manual de los sistemas de emergencia, que habían arrancado automáticamente y que enviaban el agua a la vasija. Ésta se vació progresivamente y el combustible fundió bajo el efecto de la potencia residual. El recinto de contención afortunadamente desempeñó su papel y no hubo consecuencias para la salud de las personas, ni el medio ambiente. El explotador necesitó varias horas para evaluar correctamente la situación.

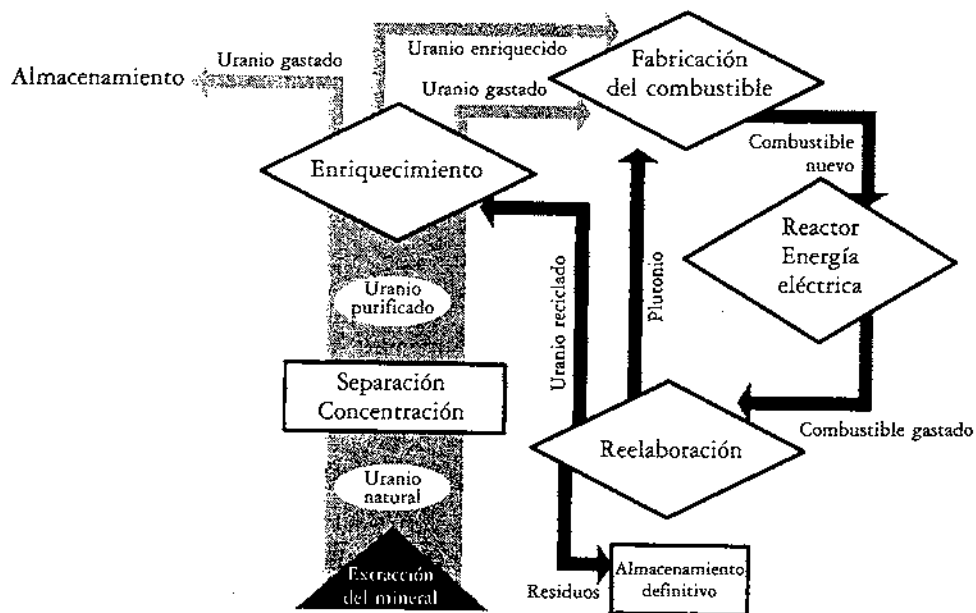
Desde 1979, los explotadores nucleares occidentales han tomado conciencia de sus responsabilidades en materia de seguridad operacional. Hasta Chernobil, la mayoría de los explotadores de los países bajo el control de la URSS no eran conscientes de ello. Hoy en día todos los explotadores nucleares saben que la seguridad de las centrales depende de forma crucial de la calidad de su trabajo.

2.2. La seguridad de las otras instalaciones nucleares

Los riesgos potenciales más importantes de la utilización de la energía nuclear están ligados a la producción de la energía, por tanto a las centrales. Para esto existen dos razones:

los reactores son la sede de las reacciones de fisión y la densidad de radiactividad en su interior es muy elevada; la producción de vapor a presión y temperatura elevadas, necesarios para accionar eficazmente la turbina, implica fenómenos termohidráulicos «violentos», que pueden accidentalmente crear mecanismos de diseminación de la radiactividad. Estos dos aspectos no se encuentran en otras instalaciones nucleares asociadas a la explotación de las centrales:

- Hacia arriba, la extracción del mineral, el aislamiento del uranio, su enriquecimiento y la fabricación de los elementos combustibles.



El ciclo del combustible nuclear. Para su funcionamiento, las centrales nucleares necesitan instalaciones, aguas arriba, que elaboren el combustible nuevo partiendo del mineral de uranio. Después de haber proporcionado la energía, el combustible descargado de la central debe pasar por un cierto número de instalaciones aguas abajo, tanto para reciclar los materiales energéticos que contiene, uranio y plutonio, como para acondicionar los residuos que se almacenan con toda seguridad. El conjunto constituye las instalaciones del ciclo del combustible nuclear.

- Hacia abajo, la descarga del combustible gastado y su reelaboración, después de transportado a las fábricas correspondientes, luego la utilización de nuevo de los materiales fisionables recuperados.
- Al final del ciclo, el almacenamiento de los residuos no reciclables.

El conjunto de estas operaciones constituye el ciclo del combustible. Cada una de ellas se efectúa en plantas especializadas que presentan riesgos potenciales específicos. Las instalaciones «hacia arriba» no manipulan más que productos radiactivos naturales, el uranio y sus descendientes: los riesgos son tanto químicos como radiactivos y está claro, que su control no exige una tecnología nuclear muy avanzada. Esto no impide que el rigor sea necesario, en particular en las minas de uranio, tanto para la protección de los trabajadores como para el confinamiento de los residuos frente al medio ambiente. El uranio enriquecido presenta un riesgo propiamente nuclear: hay que evitar que pueda producirse una reacción en cadena intempestiva; este fenómeno queda prácticamente excluido con el uranio natural, pero no a partir de un cierto nivel de enriquecimiento, del orden del que se alcanza para los combustibles de las centrales. Este riesgo específico es claramente más importante en las plantas de reelaboración, y sobre esto hablaremos más adelante.

Las instalaciones «hacia abajo» en cambio, manipulan los combustibles después de que

hayan pasado por las centrales: se les llama «gastados» o «irradiados»; contienen productos resultantes de la fisión nuclear, los productos de fisión propiamente dichos y productos creados por la absorción de neutrones, como el plutonio. Todos estos productos son muy radiactivos y algunos tienen una «duración de vida» relativamente larga. Los combustibles irradiados no salen de la central hasta pasado un cierto tiempo llamado de «enfriamiento», que permite la eliminación de los productos cuyo período de semidesintegración es corto, lo que reduce otro tanto el calor residual del combustible, de ahí el término enfriamiento.

En esta obra no mencionaremos más que los problemas de seguridad en las plantas de reelaboración y de almacenamiento de residuos⁵⁾. En efecto *a priori* estos problemas son más difíciles que los de otras instalaciones, incluidos los del transporte. Hoy en día se tratan estos últimos en el marco de convenciones internacionales, que obligan a los transportistas a garantizar la seguridad gracias a la resistencia del embalaje contra todas las agresiones posibles; este enfoque ha demostrado hasta ahora su eficacia y no se ha observado ningún accidente nuclear durante los transportes.

5. Existen otras instalaciones nucleares que no hemos mencionado aquí, sobre todo los reactores de investigación. Su seguridad queda garantizada por métodos muy próximos a los que hemos presentado.

2.2.1. Las plantas de reelaboración

Son esencialmente plantas químicas cuyo objetivo es separar del combustible irradiado las materias fisionables recuperables, es decir reciclables en las centrales, el uranio y el plutonio —que representan el 97% de la masa del combustible irradiado— y los productos de fisión actualmente no reciclables. Durante el transcurso de las operaciones es necesario manipular las materias peligrosas que se presentan bajo las formas más diversas: sólidos, polvos, soluciones de diversa concentración, gases de composición variable. El objetivo de la seguridad es el mismo que en las centrales: mantener confinados en todas las circunstancias las materias radiactivas. Para conseguirlo, se aplican principios muy parecidos

- El método de las barreras. Se interponen entre los productos peligrosos y el medio ambiente una sucesión de barreras herméticas e independientes. De esta manera, en una planta de reelaboración, las primeras operaciones se hacen con el combustible irradiado puesto en forma de solución; la primera barrera está constituida por el recipiente que contiene esta solución; la segunda es la vasija de seguridad que le envuelve y que está preparada para recuperar cualquier fuga; la tercera es la sala donde se llevan a cabo las manipulaciones, equipada con sistemas de recuperación de fugas, ventilación, protección contra incendios, y alarmas de radiactividad.

- El concepto de defensa en profundidad. Para asegurar una buena defensa de las barreras frente a averías, errores de manipulación o fallos externos, se organizan los sistemas de seguridad en líneas de defensa. Como para los reactores, hay esencialmente dos funciones vitales que deben someterse a un detenido examen, la refrigeración y el control de la reacción en cadena. Los accidentes que se han producido en el mundo se deben todos a defectos en una u otra de estas funciones. Así el accidente de Khystym, en la antigua URSS, ocurrido en 1957, pero señalado treinta años más tarde, es el resultado de una dramática falta de refrigeración en una vasija que contenía productos de fisión extraídos del combustible irradiado; las consecuencias han sido importantes desde el punto de vista del perjuicio para el medio ambiente, puesto que una zona de varios centenares de km², afortunadamente poco poblada, tuvo que ser evacuada.

Nos detendremos sobre la segunda función vital, el control de la reacción en cadena, puesto que se presenta de otra manera. En principio una reacción en cadena no debe desarrollarse más que dentro de un reactor. Si esta se produce en una planta de reelaboración, no puede ser más que accidentalmente. Su origen puede ser una concentración imprevista de materia fisionable, uranio enriquecido o plutonio. Pero el accidente puede ser más perverso: las operaciones de tratamiento

conducen a mezclar con los productos fisio-
nables materiales que pueden jugar un pa-
pel de «moderadores»; se llaman de esta ma-
nera a productos de masa atómica muy
pequeña (ejemplo el hidrógeno del agua), que
tienen la propiedad de frenar los neutrones
(«moderar» su velocidad), lo que provoca co-
mo consecuencia el aumento de la eficacia de
las reacciones nucleares y por consiguiente,
si el medio se presta a ello, se desencadena
una reacción en cadena. Se utiliza por otra
parte con esta finalidad moderadores en los
reactores, el agua a presión por ejemplo. El pro-
blema esencial consiste en evitar transformar
accidentalmente una parte cualquiera de las
plantas de reelaboración en un reactor nuclear.

Toda instalación sea la que sea (laboratorio,
planta, almacén, material de transporte) sus-
ceptible de contener, normal o accidental-
mente, materiales fisionables debe por tanto
estar correctamente diseñada y explotada de
manera que en ningún momento pueda pro-
ducirse una reacción de fisión en cadena. Un
accidente tal no provocaría más que un des-
prendimiento limitado de energía, ya que
esta reacción en cadena se pararía sola muy rá-
pidamente, debido al efecto de los coeficien-
tes de contra-reacción análogos a aquellos de
los que hemos hablado para los reactores. Po-
dría sin embargo tener graves consecuencias
para el personal, provocar posibles descargas
de materias radiactivas al exterior, y tendría
siempre un impacto psicológico importan-
te. Tales accidentes se han producido en los

años 50 y 60 en los EE.UU. y en la URSS,
en laboratorios y fábricas que manipulaban
materias fisionables.

Para defenderse contra este riesgo, hemos in-
dicado ya que se utilizaba el mismo concepto
de defensa en profundidad que para las cen-
trales. El análisis de seguridad se basa en expe-
riencias específicas que permiten comprender
cuáles son los mecanismos que intervienen y
probar los dispositivos de prevención adop-
tados. En efecto, el riesgo depende de nume-
rosos factores; principalmente son: la masa
de materia fisionable empleada, la forma geo-
métrica de los aparatos utilizados, la concen-
tración de las soluciones de uranio o pluto-
nio, la presencia y disposición de los
moderadores o de los absorbentes neutróni-
cos. En Francia, el CEA es quien ha dirigido
las investigaciones correspondientes en la-
boratorios donde se han simulado tales acci-
dentes llamados «de criticidad»⁶. Los cál-
culos pre-test se han validado así mediante
experimentos. Esta gestión prudente ha per-
mitido evitar en Francia cualquier accidente
de este tipo. Para garantizar una prevención
eficaz, se utiliza el mismo enfoque que para
los reactores: el explotador debe presentar
una petición de autorización junto con un
informe de seguridad, que sigue la misma vía
que las peticiones referentes a los reactores.

6. Si se alcanza, en un medio conteniendo materias fisionables, las condiciones que permiten establecer una reacción en cadena auto-sostenida, se dice que ese medio se ha convertido en «crítico».

2.2.2. Los residuos radiactivos

Al final del ciclo nuclear, como en cualquier actividad, queda un cierto desecho que ya no se puede reciclar o utilizar en una actividad de otra naturaleza; es por definición un residuo. En el ciclo del combustible nuclear estos residuos son radiactivos. Su radiactividad puede ser natural, si nos situamos al principio del ciclo, éste será el caso por ejemplo de los residuos de la minería. Pero si nos situamos al final del ciclo, los residuos incluirán elementos que no existen en la naturaleza y que se habrán creado como consecuencia de la producción de energía por fisión nuclear. El hombre con un reactor nuclear realiza el viejo sueño del alquimista: crea elementos nuevos. Este sueño se puede convertir en una pesadilla si el hombre comprueba que es incapaz de deshacerse de un producto peligroso que ha creado. Digamos enseguida que no es el caso de los residuos radiactivos.

El riesgo no es nuevo con relación a lo que hemos presentado más arriba: los productos radiactivos, ya sean naturales o no, emiten radiaciones ionizantes y de estas radiaciones es de lo que hay que proteger a la población y al medio ambiente. La palabra clave sigue siendo: confinar la radiactividad. Se volverán a ver todos los principios que hemos revisado brevemente, cuando hablemos de las plantas de reelaboración. El método de las barreras sigue siendo el método apropiado; la defensa en profundidad permite garantizar la seguridad del conjunto. La dificultad

con respecto a los residuos viene del factor «tiempo». Hemos hablado ya de la «duración de vida» de los productos radiactivos; en los residuos nucleares, hay elementos radiactivos cuyo período de semidesintegración sobrepasa 1.000 años, 10.000 años, 100.000 años, e incluso el millón de años⁽⁷⁾. Subsiste por tanto un peligro potencial durante mucho tiempo; ¿cómo garantizar un confinamiento eficaz durante tales períodos?

De hecho el problema es menos arduo de lo que parece a primera vista por tres razones:

- La primera está ligada al decrecimiento de la radiactividad con el tiempo: si se puede demostrar que se garantiza un confinamiento eficaz durante un cierto período de tiempo, el decrecimiento radiactivo habrá reducido considerablemente la toxicidad potencial de los residuos, que será del orden de la de los productos naturales, de los que sabemos cómo protegernos.
- La segunda concierne a la naturaleza físico-química de los residuos que se quiere confinar. La energía nuclear es una energía muy concentrada que produce por consiguiente un volumen de residuos radiactivos relativamente pequeño en comparación con las actividades industriales ordinarias. Si se piensa en los residuos más peligrosos de muy larga vida que nos interesan aquí, no representan en Francia más

7. Recordemos sin embargo que algunos residuos químicos, entre los más tóxicos, tienen una duración de vida infinita.

que 200 m³ por año⁽⁸⁾. Es por tanto fácil, y económico, acondicionarlos con cuidado bajo una forma que impida el escape de la radiactividad al medio ambiente, aire o agua con un muy buen nivel de seguridad. Se está por tanto en circunstancias mucho más sencillas que para los reactores o las fábricas.

- La tercera es la naturaleza estática de los residuos, incapaces de procesos dinámicos rápidos cuyo control podría fallar.

Se analiza la seguridad de los almacenamientos de residuos mediante métodos muy próximos a los que se utilizan para las centrales. Con relación a los residuos más corrientes, de vida moderada, algunas decenas de años, existen hoy en el mundo centros de almacenamiento que han sido sometidos a rigurosos procedimientos de autorización y por tanto se puede considerar que no producen impacto alguno sobre el hombre ni el medio ambiente. Para los residuos de muy larga vida no existen hoy más que proyectos, y se prosiguen los estudios principalmente en laboratorios especializados para validar las evaluaciones actuales. Se proyectan soluciones eficaces y seguras. El problema no es urgente, y entre tanto, se almacenan estos residuos con toda garantía: las barreras son herméticas y están correctamente vigiladas.

8. Lo que no representa más un kg por año y por habitante (por tanto el 10% solamente de residuos de larga vida) y que hay que comparar con los 2.500 kg por año y habitante, para los residuos industriales.

2.3. ¿Cómo garantizar el nivel de seguridad?

En una central nuclear un diseño seguro, una realización de buena calidad y una explotación rigurosa permiten alcanzar un elevado nivel de seguridad. Pero ¿cómo podemos estar seguros de cuál es el nivel real de seguridad que se ha alcanzado en una central determinada? Incluso sin dudar de la capacidad del explotador, no nos podemos contentar con sus respuestas. Dos aspectos contribuyen a esta garantía: el control independiente de los organismos reguladores y la evaluación de seguridad efectuada por los expertos y validada a nivel internacional. Queda por valorar el nivel de seguridad alcanzado con relación a lo que el público y sus representantes esperan: es la difícil cuestión de la «aceptabilidad de un riesgo residual». Vamos a abordar sucesivamente estos tres aspectos.

2.3.1. Un control independiente

Dada la importancia de las implicaciones políticas, económicas y financieras de la producción de energía eléctrica y la naturaleza y la magnitud de los riesgos, la seguridad necesita una verificación independiente de la del productor. Esta función de control independiente apareció en los EE.UU. desde el comienzo del desarrollo nuclear. Todos los países occidentales se han dotado a continuación de estructuras reglamentadoras, independientes de los organismos encargados del diseño y construcción de las centrales, bajo la

autoridad, directa o no, del gobierno. Se han establecido de forma progresiva en función de los programas de realización. De esta manera es cómo en Francia, después de un período inicial durante el cuál el control quedaba asegurado por una comisión presidida por el Alto Comisariado de Energía Atómica, se ha visto sucesivamente su transferencia al Ministerio encargado de la Energía Atómica, y después la creación de un Servicio Central *ad hoc*. Del lado de la URSS las organizaciones no se han definido tan claramente y hasta Chernobil hay razones para pensar que los organismos reguladores no disponían ni de la competencia, ni del poder que deberían haber tenido.

El Organismo Internacional de Energía Atómica ha publicado en 1990 unos principios fundamentales de seguridad para las centrales nucleares, que definen los objetivos de la Autoridad de Seguridad en materia reglamentadora; retomaremos más adelante los elementos esenciales.

El gobierno establece el marco jurídico de un organismo regulador independiente que es responsable de la autorización y control reglamentario de las centrales nucleares, y de la aplicación de las reglas pertinentes. La separación entre las responsabilidades del organismo regulador y las de otros interesados está clara, de modo que los responsables del control conservan su independencia como autoridad de seguridad y están protegidos contra las presiones.

Los organismos reguladores actúan de manera independiente de los proyectistas, constructores y explotadores, para conseguir que la seguridad sea el único objetivo del personal responsable de la reglamentación. Los recursos del organismo regulador son suficientes para permitirle cumplir sus funciones sin que las fechas de construcción y la producción de energía se vean afectadas, salvo cuando esto se justifica por razones de seguridad. El organismo regulador tiene a su disposición especialistas en una gama suficientemente amplia de competencias nucleares. Para cumplir correctamente sus funciones se crean los poderes reglamentarios necesarios y el libre acceso a las instalaciones y a toda información útil que tenga el organismo explotador.

En el pasado la no aplicación de estos principios condujo a situaciones objetivamente no satisfactorias para la seguridad. Hemos indicado ya que en el caso de la antigua URSS las autoridades reglamentadoras no tenían poder real, todos los proyectos y su explotación estaban orientados hacia las exigencias de la producción. El análisis de las causas profundas de la catástrofe de Chernobil ha puesto de manifiesto que las obligaciones reglamentarias no se tenían en cuenta, y los explotadores estaban acostumbrados a no respetar las reglas de seguridad.

Hay que permanecer alerta para que las autoridades de seguridad continúen siendo un contra-poder creíble y eficaz. No hay duda de que en ausencia de un organismo de control

competente, los explotadores pueden llegar a un exceso de confianza en sus capacidades, o lo que es lo mismo a favorecer la producción frente a la seguridad. Es necesario que estén permanentemente en tela de juicio. Pero hace falta que esta permanente reconsideración esté bien «dirigida», sino todo el sistema pierde su eficacia y puede incluso en última instancia constituir un bloqueo. Gracias a la competencia de sus equipos, los organismos reguladores deben ser capaces de hacer las preguntas idóneas.

2.3.2. La evaluación de la seguridad

Cualquiera que sean las virtudes y la necesidad de la regulación y del control, la seguridad es ante todo una cuestión técnica a todos los niveles. Para asegurarse del nivel de seguridad adecuado de una instalación, conviene no solamente verificar su adecuación a las reglas, criterios y normas, sino ante todo estar en condiciones de juzgar la validez técnica:

- Del diseño. Características de estabilidad intrínsecas, márgenes suficientes con relación a los límites tecnológicos, respuestas correctas a las exigencias dinámicas y a las agresiones, comportamiento controlable en caso de accidente.
- De la realización. Conformidad con el diseño, ausencia de defectos.
- De la explotación. El factor humano es esencial; puede jugar un papel favorable a la hora de evitar los accidentes, a condición

de tener las informaciones técnicas suficientes; puede provocarlos o agravarlos, si los riesgos de error humano no han sido correctamente tenidos en cuenta.

El ejercicio de esta valoración es la evaluación (o el análisis) técnica de la seguridad. Estar en condiciones de evaluar la seguridad de una máquina requiere primero una indiscutible competencia técnica. Los analistas deben poseer los conocimientos científicos y técnicos necesarios o poder reunirlos sin demora, tanto para el reactor propiamente dicho como en lo que se refiere a los campos específicos de la seguridad. Por esta razón es un oficio en sí, que debe para ser eficaz, ejercerse en el seno de un organismo experto pluridisciplinar. Pero el análisis debe además recibir justificaciones detalladas sobre la seguridad de quien es el principal responsable: el explotador.

Los informes de seguridad

El explotador está obligado a justificar en detalle la adecuada seguridad de su instalación mediante informes de seguridad correspondientes a las etapas sucesivas de la vida de esta instalación:

- Informe preliminar al terminar el proyecto; se trata esencialmente de objetivos e intenciones (se habla también de opciones) en términos principalmente de diseño de las barreras, cualidades técnicas de los sistemas y análisis de los accidentes que se han tenido en cuenta.

- Informe provisional antes del arranque, que trata de la manera en que se han alcanzado los objetivos, de los resultados del control de calidad, de los programas de pruebas y de la puesta en servicio.
- Informe definitivo después de las pruebas, que da los resultados de estas últimas y trata detalladamente sobre las condiciones y normas de explotación: operación normal y accidental, vigilancia e inspección en servicio, mantenimiento, reparaciones, entrenamiento del personal.
- Informe de reevaluación de seguridad, que tiene que redactarse periódicamente durante la vida de la instalación, en principio cada 10 años, tiene en cuenta los resultados de la experiencia y justifica la conformidad de la instalación con las normas de seguridad que siguen la evolución de los conocimientos.
- Informe de parada definitiva, que define las condiciones en que se mantendrá la instalación, en un estado seguro, en espera de su desmantelamiento.

Estos informes no tienen, ni mucho menos, como única finalidad el ser documentos destinados a obtener la autorización de los organismos reguladores. Son o deben ser, útiles para el propio explotador, como referencia técnica viva de la seguridad de su herramienta. Contribuyen con toda la razón a su Cultura de Seguridad.

Su análisis y crítica constructiva, detallada y contradictoria, preferentemente a través de un diálogo abierto y permanente con el explotador, incluyendo recomendaciones técnicas propuestas a la autoridad de seguridad, además de las que pueden elaborarse con motivo de hechos nuevos, constituyen la evaluación técnica que necesita la autoridad de seguridad como elemento técnico de juicio en apoyo de las decisiones reguladoras de su competencia.

El papel de la investigación

Se valida la evaluación de seguridad mediante dos fuentes: la experiencia de funcionamiento y la investigación, que se ayudan y complementan mutuamente; no son independientes puesto que el retorno de la experiencia puede modificar la visión que se tiene de los problemas de seguridad, como ocurrió después del accidente de TMI, que provocó una reorientación profunda de la investigación. Se pueden resumir así los principales objetivos de la investigación en materia de seguridad nuclear:

- Verificar los márgenes de seguridad existentes.
- Prever los efectos sobre la seguridad de las evoluciones del diseño y envejecimiento de los materiales en las instalaciones antiguas.
- Analizar los fenómenos físicos que se desarrollarían durante las secuencias accidentales.

- Desarrollar las competencias técnicas y la vigilancia de los equipos de seguridad, para que estén en condiciones de tomar rápidamente las medidas apropiadas en caso de emergencia.
- Desarrollar una cooperación internacional en materia de seguridad nuclear, que permita integrar los conocimientos de cada país en un *corpus* accesible a todos y que garantice que no se ha olvidado nada importante.

2.3.3. ¿Cuándo se puede considerar que se está «suficientemente seguro»?

Después de haber comprobado que la seguridad de una instalación ha tomado correctamente en cuenta los avances resultantes de la investigación, después de haber controlado de forma independiente que el explotador responsable ha realizado correctamente su trabajo y ha evaluado el nivel de seguridad que se puede, razonablemente, atribuir a la central, hay que preguntarse si este nivel es o no aceptable, lo que plantea el problema de los correspondientes criterios de apreciación.

Volvamos a los inicios de la energía nuclear pacífica. De todos los textos americanos, los primeros que establecieron las normas y procedimientos de seguridad, especificaban que cada instalación debería recibir una autorización, y que esta autorización se otorgaría si los promotores demostraban que su explotación no

presentaba un riesgo «undue» en inglés, lo que podría traducirse por excesivo o injustificado, pero cuyo equivalente más utilizado generalmente en francés es «inaceptable». Este objetivo se ha tratado de forma pragmática. Sin duda se sabía que un accidente grave que pusiera en peligro la vida de un gran número de personas era inaceptable. Después de haber previsto instalar las centrales únicamente en los desiertos, se ha preferido la solución, industrialmente más eficaz, del recinto de contención. A medida que se ha ido avanzado en los conocimientos, se han multiplicado los sistemas de seguridad para llegar a una situación en la que un accidente grave ya no sería «creíble» en inglés, «plausible» en francés, «verosímil» en español.

Pero incluso si esto debía plantearles problemas frente a un público que frecuentemente juzga por «blanco o negro», los ingenieros se han visto obligados a enfrentarse al hecho de que, en toda instalación o actividad de riesgo, el «riesgo nulo» no existe y no existirá jamás. Sólo se puede hablar de un nivel de riesgo más o menos elevado y por consiguiente de un «umbral de aceptabilidad»: por debajo, el riesgo es tan pequeño que todos pueden considerarlo aceptable. Este es el actual enfoque de la seguridad nuclear, que por otra parte crea escuela en los otros sectores industriales. Tiene dos aspectos principales: los parámetros que contribuyen a la definición del riesgo, y los valores «aceptables» de estos parámetros. Estas son cuestiones importantes que trataremos en profundidad en esta obra.

En esta presentación nos limitaremos a algunos elementos esenciales.

Se parte de la base fundamental de que sólo se puede cuantificar un peligro, cualquiera que sea, si se considera a la vez la probabilidad que tiene de producirse (lo que el público llama a veces riesgo) y las consecuencias que ocasiona si se produce. A partir de aquí, el sentido común dicta dos reglas básicas:

- Si el peligro es probable, hace falta que sus consecuencias sean muy pequeñas; si se trata de un daño permanente, éste debe ser siempre inferior a los límites sanitarios u otros.
- Si se trata de un riesgo de accidente, con una probabilidad de ocurrencia que puede ser más o menos elevada, las consecuencias deben ser tanto menores cuanto más probable sea el accidente.

Los centrales nucleares se consideran hoy aceptables desde el punto de vista de la seguridad cuando se puede demostrar: primero, que los daños de todo tipo, incluidos los radiológicos, están claramente por debajo de los límites reglamentarios en operación normal o para todo aquel suceso del que se puede pensar que tiene bastante posibilidades de producirse durante la vida de la central; en cuanto a los riesgos de accidente, la probabilidad de causar daños a la población que vive alrededor de la central debe ser suficientemente pequeña, para que éste no pueda considerarse como un riesgo significativo para

estos habitantes en comparación con aquellos a los que estarían expuestos si no existiera la central nuclear.

La percepción del público

El público en general no se muestra muy receptivo a los argumentos que se basan en la mayor o menor probabilidad de que se produzca un accidente. Desconfía *a priori* de los «expertos» cargados de certezas y que utilizan sabias demostraciones para explicar que todo va bien, mientras que al mismo tiempo ven por la televisión los daños que las instalaciones construidas, por otros especialistas, por ejemplos soviéticos, han causado al medio ambiente. Es pues inútil intentar convencer al público de que un riesgo es aceptable solamente porque es muy pequeño. Si cada individuo no percibe claramente las ventajas que va a aportar la central, tanto a él mismo como a la comunidad, dirá con muy buen juicio que un riesgo cualquiera por una actividad que no aporta nada es siempre demasiado.

Por tanto, primero es necesario que esté de acuerdo con el interés de la electricidad de origen nuclear. Y es importante resaltar que hoy en día es así en numerosos países, en Francia en particular. Incluso si la adhesión ha disminuido en comparación con los años de la crisis del petróleo, cuando todos los franceses estaban sensibilizados sobre la importancia para ellos y para sus hijos de desarrollar una energía nacional, nuestros

conciudadanos reconocen que el programa nuclear es globalmente positivo. Su adhesión aumenta, por otra parte, cuando nos acercamos a los emplazamientos electronucleares, sin duda debido a los beneficios que obtienen en cuanto al empleo local, pero sobre todo porque su familiaridad con las instalaciones y sus explotadores ha eliminado algunos temores infundados.

Evidentemente no porque se comprendan las ventajas, se está dispuesto a aceptar cualquier tecnología peligrosa. En cuanto a la energía nuclear, hace falta pues que el público esté convencido de que sus responsables hacen todo lo necesario para controlar los riesgos. En este punto del debate ya no es una cuestión técnica sino de confianza: el público debe creer en la voluntad y la competencia tanto

de los explotadores como de los poderes públicos, para garantizar su protección en todas las circunstancias. Esta búsqueda de confianza debe ser el objetivo de toda la comunidad nuclear nacional e internacional. El explotador debe construirla y mantenerla mediante una transparencia total de sus actividades, y esta claridad debe hacerse extensiva a los poderes públicos. Es esencial que el pueblo y sus representantes estén convencidos de que se toman todas las medidas para evitar un accidente, además hace falta también que conozcan las medidas que se tomarían para garantizar su protección en caso de siniestro, y que se les involucre en el seguimiento del funcionamiento de las centrales. Todos los actores tiene una función que desempeñar.

11/11/2011 10:11:11 AM

3. ¿Quiénes? Los actores y sus responsabilidades

3.1. Los actores

En todos los países nucleares importantes, con algunos matices en cuanto a la organización, se pueden identificar cuatro actores principales, o grupos de actores, implicados en la seguridad:

1. El gobierno que toma las decisiones importantes.
2. Tres polos activos directamente implicados en la ejecución del programa, que llamaremos luego «actores principales»:
 - La autoridad de seguridad que garantiza el control reglamentario de la seguridad, generalmente dentro de los poderes públicos.
 - El explotador, ayudado por los proyectistas, constructores y fabricantes, pide las autorizaciones –para diseñar, construir, arrancar, explotar, modificar, o desmantelar sus instalaciones– y luego se acomoda a las decisiones y especificaciones que la autoridad de seguridad le ha notificado.
 - Un organismo encargado del examen técnico de evaluación, unido o no a la autoridad de seguridad de forma institucional, pero que trabaja al menos en parte en su propio beneficio.
3. Un conjunto político y mediático interactuando con los actores precedentes a nivel local y nacional: parlamento, candidatos locales elegidos, medios de comunicación, asociaciones y grupos de presión, algunos de los cuales son antinucleares declarados; aparte de los controles y procedimientos administrativos en los que los organismos políticos están especialmente implicados, sus acciones son irregulares y se dejan frecuentemente guiar por los intereses del momento.
4. Una opinión, en principio toda potencia democrática, generalmente poco formada en materia nuclear; se dice siempre que está «poco o mal informada», y a la primera crisis se vuelve ansiosa del «derecho de saber».

En este capítulo, nos interesaremos únicamente por aquellos a los que hemos llamado los actores principales. En los siguientes capítulos de la obra, tendremos la ocasión de mencionar el papel de otros grupos de actores.

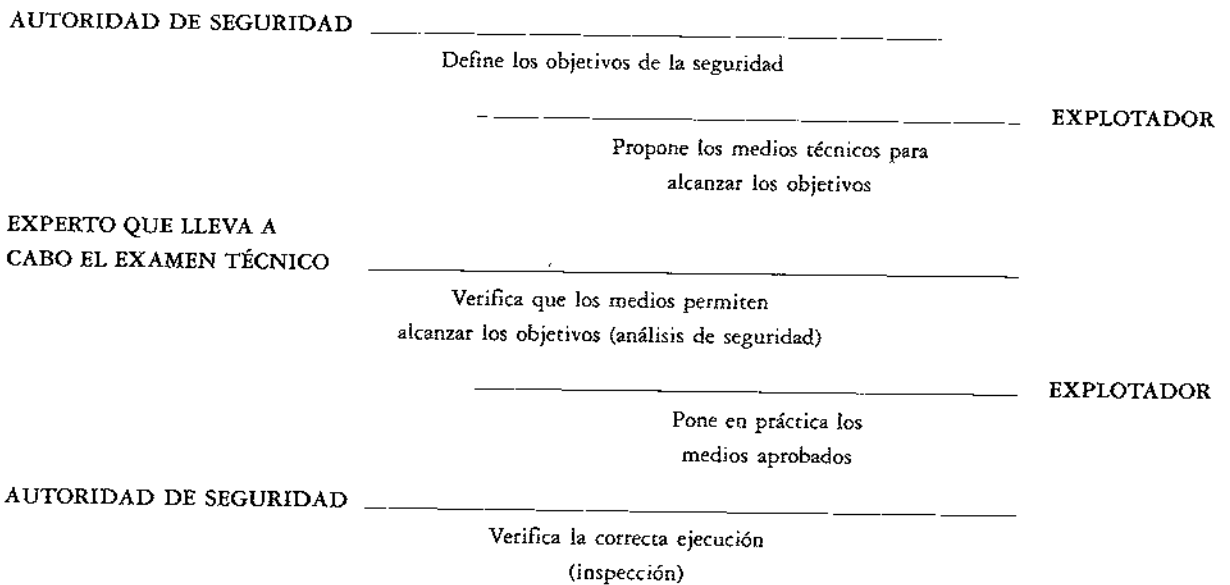
3.2. Funciones y responsabilidades de los tres principales actores

El explotador

Tratándose de la seguridad de las instalaciones nucleares, toda regulación se basa en un principio fundamental: el explotador asume la total responsabilidad de la seguridad. La palabra explotador hay que entenderla aquí

en el más amplio sentido, es decir que incluye a todos aquellos de los que dependen los diversos aspectos de la instalación: su diseño, realización, explotación, mantenimiento y porvenir después de la parada definitiva del reactor. Está encargado de presentar las justificaciones técnicas requeridas cuando pide las autorizaciones reglamentarias; está también encargado de ceñirse a los reglamentos y a las ordenes de cualquier tipo que la autoridad de la seguridad le imponga. Pero sigue siendo el único y total responsable de la seguridad.

Para asegurar plenamente esta responsabilidad no puede subcontratar una intervención cualquiera sin que él mismo la controle y garantice su correcta ejecución: con más motivo, es impensable que se ponga íntegramente en manos de un organismo exterior. Debe ser técnicamente competente, es decir capaz de elaborar y justificar las medidas ligadas a la seguridad. Debe ejercer plenamente su responsabilidad y competencia, tanto con respecto a las características técnicas de los equipos como a la forma de utilizarlos.



Los actores de la seguridad

Al principio, la autoridad de seguridad que emana de los poderes públicos, es la que tiene que fijar los objetivos en materia de seguridad: ¿cuándo se puede considerar que una instalación es suficientemente segura? Al final, la autoridad de seguridad es también la

que garantizará que se ha alcanzado el nivel de seguridad: si una central no es suficientemente segura, no se debe autorizar su puesta en marcha. El explotador es responsable de la elección y utilización de los medios. El experto encargado del examen técnico de evaluación, actuando por cuenta de las autoridades de seguridad, comprueba la validez de

las disposiciones que el explotador ha tomado.

En todas sus actividades que afectan de cerca o de lejos a la seguridad, el explotador debe ser «transparente», no sólo frente a la autoridad de seguridad, sino también frente a su propio personal y la población cercana. A partir del momento en que se explora una instalación potencialmente peligrosa, no tenemos derecho a dejar sin conocer los riesgos a aquellos que pueden tener que sufrir sus consecuencias. Es pues normal que el papel del explotador en la información permanente al público, sobre un tema tan delicado como la seguridad, sea fundamental, aunque los demás actores, y en particular los poderes públicos, en lo que se refiere a las medidas que se tomarían en caso de emergencia, ejerzan las responsabilidades que les son propias. Para el explotador, se dan preferencia a cinco campos:

- La justificación de la existencia misma de la central, por los beneficios que se obtienen de ella para la comunidad.
 - Los riesgos que implica la producción de energía eléctrica y las medidas que se toman para dominarlos.
 - La vida normal de las instalaciones, de la que forman parte los incidentes de explotación, como en toda actividad industrial.
 - Los accidentes evitados o controlados.
- Y, sin demora, toda situación de crisis que pudiera tener consecuencias para las personas o el medio ambiente.

La autoridad de seguridad

Si bien no se comparten las responsabilidades, las acciones se complementan. Dentro de los poderes públicos en general, y actuando siempre por delegación del poder ejecutivo, la autoridad de seguridad autoriza, regula, controla, inspecciona y dirige los procedimientos administrativos correspondientes.

Debe disponer de competencias en relación con las de los explotadores, en su seno entre su propio personal y en los organismos expertos a los que acude, sobre lo que se tratará más adelante.

La autoridad reguladora debe mantener un amplio grado de independencia, tanto con respecto a los ambientes políticos como a grupos de interés industrial en donde el explotador está en primera línea. Debe disponer de poder real, y no formal, para poner efectivamente fin a eventuales desviaciones en la calidad de la explotación, además debe también preservarse de «todo exagerado poder de decisión» no sometido al control democrático. Se ha reconocido hoy que en la antigua URSS y en los países de su órbita, el control reglamentario guardaba sobre todo las apariencias frente a las decisiones de un poder político que favorecía la producción. Por el contrario, el equilibrio entre la preocupación

por la seguridad y la necesidad de una producción económica da lugar periódicamente, en todas las democracias, a comentarios o controversias. Las relaciones que explotadores y autoridades de seguridad deben mantener, deben estar tan alejadas del compadreo cómplice como del juego de policías y ladrones.

La función de la autoridad de seguridad en la información permanente del público es evidentemente muy importante, aunque con una aproximación diferente de la del explotador, dada la naturaleza de sus responsabilidades. Puede sentirse tentada de no comunicar más que las anomalías, incidentes o accidentes, potenciales o reales. Incluso si tal práctica es la que presenta mayor atractivo para los medios de comunicación, que son muy aficionados a ello y a quienes no les gusta nada explicar en este campo «lo que va bien», debe siempre ser moderada recordando que una central sólo recibe la autorización de puesta en marcha cuando su seguridad se ha considerado aceptable. Un comunicado que no se refiera más que a los fallos y los errores transmitiría, a la larga, una imagen negativa del sector nuclear a una opinión pública a quien se debe una información objetiva y por tanto que no oculte los aspectos positivos.

El examen técnico de evaluación realizado por los expertos

Las autoridades de seguridad, para realizar su misión, deben poder apoyarse en exámenes técnicos fundados si no se quiere que sus

controles se limiten a los aspectos formales y burocráticos. En el capítulo 2 se ha definido la necesidad y la naturaleza de «la evaluación de la seguridad», efectuada por un organismo experto actuando como apoyo técnico del organismo regulador. Esta disciplina, oficio en sí, necesita reunir en una misma entidad, a generalistas y especialistas que tengan a la vez los conocimientos de base de un ingeniero y una formación específica de seguridad.

Además para que progresen los conocimientos en materia de seguridad es indispensable un programa de investigación. Generalmente el análisis de seguridad, y principalmente el que se refiere a los incidentes y accidentes, es el que permite descubrir las lagunas en los conocimientos y el que genera las preguntas a las que la investigación deberá esforzarse en responder. Luego tiene que haber una fuerte interacción entre análisis e investigación, el primero se alimentará de los resultados de la segunda. Podría pensarse en reagrupar en un mismo organismo a las personas encargadas de la evaluación y a las que definen los programas de investigación, cuya ejecución puede a continuación confiarse o no a organismos diferentes.

En adelante, se entenderá por control técnico de evaluación u organismo experto, la entidad que reúne a los analistas de seguridad y a los entusiastas de la investigación (expresión de las necesidades y utilización de los resultados). Se han fomentado los debates

sobre el papel del organismo experto, su independencia frente a los explotadores y sobre la credibilidad de los expertos. Algunos consideran que esta credibilidad está subordinada a recurrir sistemáticamente al principio de la «contra-evaluación». Sin pretender incitar a la polémica, nos parece necesario en este punto afirmar que hace falta ante todo disponer de expertos «competentes». Una evaluación de seguridad no puede ser el resultado de un arbitraje entre «opiniones de expertos» a merced de la sentencia de un organismo administrativo o del voto de un comité *ad hoc*. Todo experto puede equivocarse, y es a menudo deseable consultar a otro experto, y si llega el caso solicitar la opinión de la comunidad científica y técnica (el procedimiento llamado «per review») para disponer de un examen técnico que corresponda lo más fielmente al estado de los conocimientos. Pero no hay que creer que «la independencia» puede reemplazar a «la competencia».

Las relaciones entre los principales actores

Algunos principios y prácticas sencillas y de sentido común relativos a las relaciones entre los «artesanos» de la seguridad, deben lógicamente aplicarse para dar toda su eficacia técnica, administrativa y legal a una buena organización de la seguridad. Se han aplicado con éxito en nuestro país y han constituido uno de los factores del éxito de nuestro programa nuclear. Vamos a retomar a continuación lo que nos parece esencial:

A. La definición de los objetivos generales de la seguridad por parte de los poderes públicos

Se trata aquí de definir los objetivos y no los medios detallados para alcanzarlos. Para la autoridad de seguridad, precisar estos medios detallados sería reemplazar al explotador. Esta definición de los objetivos debe ser importante por el rigor y lo bien fundado de su contenido. Pero debe ser breve en cuanto a su volumen. No es deseable poner «barreras» reguladoras a todos los temas, puesto que un explotador competente sabrá poner en práctica, de acuerdo con la evolución de los conocimientos y la tecnología, bajo el control de la autoridad de seguridad, los objetivos definidos en unos textos concisos.

A partir de esta etapa, se establece un diálogo con el explotador, cuya competencia y experiencia podrán enriquecer la reflexión sobre el contenido de los textos reguladores. Tal diálogo, que llega hasta la búsqueda del consenso, constituye un triunfo de eficacia para una buena aplicación ulterior de estos reglamentos. No quita nada a la autoridad reguladora de los poderes públicos.

B. La justificación por parte del explotador de la seguridad de su instalación

A cada fase del desarrollo de un proyecto nuclear, diseño, realización, explotación, modificación, final de vida, el explotador define unas modalidades técnicas que piensa poner en

práctica y las justifica a nivel de la seguridad. Se especifican principalmente estas justificaciones mediante:

- Los informes sucesivos de seguridad.
- Los códigos y normas de realización.
- Las normas generales de explotación.
- Las modificaciones y puestas al día de estos documentos.
- Los informes relativos a cada anomalía o incidente significativo, etc.

Con los medios y las competencias de sus expertos técnicos, la autoridad de seguridad debe proceder entonces a realizar un análisis crítico muy a fondo de cada uno de estos elementos. Luego se instaura un diálogo: se hacen preguntas sobre todas las cuestiones a propósito de las cuáles la demostración no parece totalmente convincente. El explotador mejora la demostración o la práctica propuesta hasta que se establezca un consenso.

Si permanentemente se hace la seguridad a partir de decisiones unilaterales impuestas por la autoridad a los explotadores contra sus convicciones, al final sería desastrosa, puesto que reflejaría un mal ejercicio de las responsabilidades de cada uno. Hay excepciones en las que los poderes públicos deben tomar una decisión reguladora contraria a las propuestas del explotador: estos casos son inevitables y, si no se generalizan, representan el ejercicio normal del control reglamentario.

De esta forma la mayor parte de las disposiciones en materia de seguridad no dependen de una regulación general elaborada *a priori*, sino al contrario de reglas establecidas para cada caso a partir de un análisis técnico de los riesgos y de los medios empleados para hacerles frente. Estas reglas deben reconsiderarse a la luz de la experiencia, si parece que no son suficientes para garantizar una seguridad aceptable, al igual que si imponen costosas exigencias sin beneficio real para la seguridad. Este enfoque permite que las dos partes ejerzan plenamente sus responsabilidades y que se establezca un diálogo abierto a la evolución tecnológica.

C. La vigilancia sobre el terreno

Está destinada a comprobar que el explotador pone correctamente en práctica las obligaciones que ha aceptado para obtener sus autorizaciones y los compromisos que él mismo ha suscrito: por una parte, los reglamentos o prescripciones particulares emitidos por los poderes públicos, por otra parte, los textos mediante los que justifica la seguridad de su instalación, informes de seguridad, normas de explotación, etc. Algunos países consideran necesario que unos inspectores residentes vigilen permanentemente a los explotadores; otros como Francia se niegan a ello, tanto para no arriesgarse a «quitar responsabilidad al explotador», como para permitir al organismo regulador conservar una perspectiva suficiente. Una intervención intermitente,

o por sondeo, implica en contrapartida que, cuando se pone de manifiesto una anomalía, el explotador debe subrayar toda «sospecha» de anomalías similares sobre todos los temas análogos.

D. La vigilancia y la permanente reconsideración

Como base de una buena seguridad, se encuentra siempre el hecho de saber cuestionarse, lo que nuestros colegas anglosajones llaman «questionning attitude». A lo largo de la vida de una central, los poderes públicos deben incitar al explotador a tener esta actitud. Para ello, nos parece que el mejor método consiste en fijar «entrevistas» de diversa naturaleza, con ocasión de las que se invita al explotador a presentar sus gestiones y sus conclusiones. Por ejemplo, se debe tratar de aprender de los incidentes significativos para la seguridad, y de otros sucesos importantes exteriores a la instalación, cuyo ejemplo más significativo es TMI, que pueden conducir a profundas revisiones de las normas y prácticas.

Con motivo de las reuniones periódicas, los poderes públicos deben además comprobar que el explotador demuestra suficiente «curiosidad» y se plantea correctamente todas las preguntas deseables. Así:

- Cada parada de una unidad para recarga implica un programa de mantenimiento y pruebas.
- Cada dos años, se procede a un examen de conjunto de las lecciones aprendidas de la experiencia adquirida sobre el conjunto de un grupo normalizado de reactores.
- A más largo plazo (10 años), la seguridad de cada instalación se reexamina por completo.

3.3. Los principales actores en Francia hoy en día

EDF: El explotador de las centrales

La ley, que en 1946 nacionalizó la producción y el transporte de la electricidad, no había previsto explícitamente que Electricidad de Francia garantizaría la dirección del diseño y construcción de los medios de producción, y la empresa podía haber confiado esta labor a un grupo industrial, como ocurre con numerosos productores extranjeros. Sin embargo EDF decidió en el momento de su creación, reunir en el seno de una Dirección de Diseño las competencias en materia de ingeniería que estaban repartidas en sociedades nacionalizadas y confiar a esta dirección la responsabilidad de concluir las obras de las centrales en construcción y emprender nuevos proyectos. De acuerdo con el CEA que había garantizado la dirección de las obras de los primeros reactores de Marcoule, cuya producción de electricidad no era más que un objetivo secundario, EDF ha sido el contratista de las primeras centrales nucleares construidas en Chinon, y se ha responsabilizado del conjunto de la ingeniería

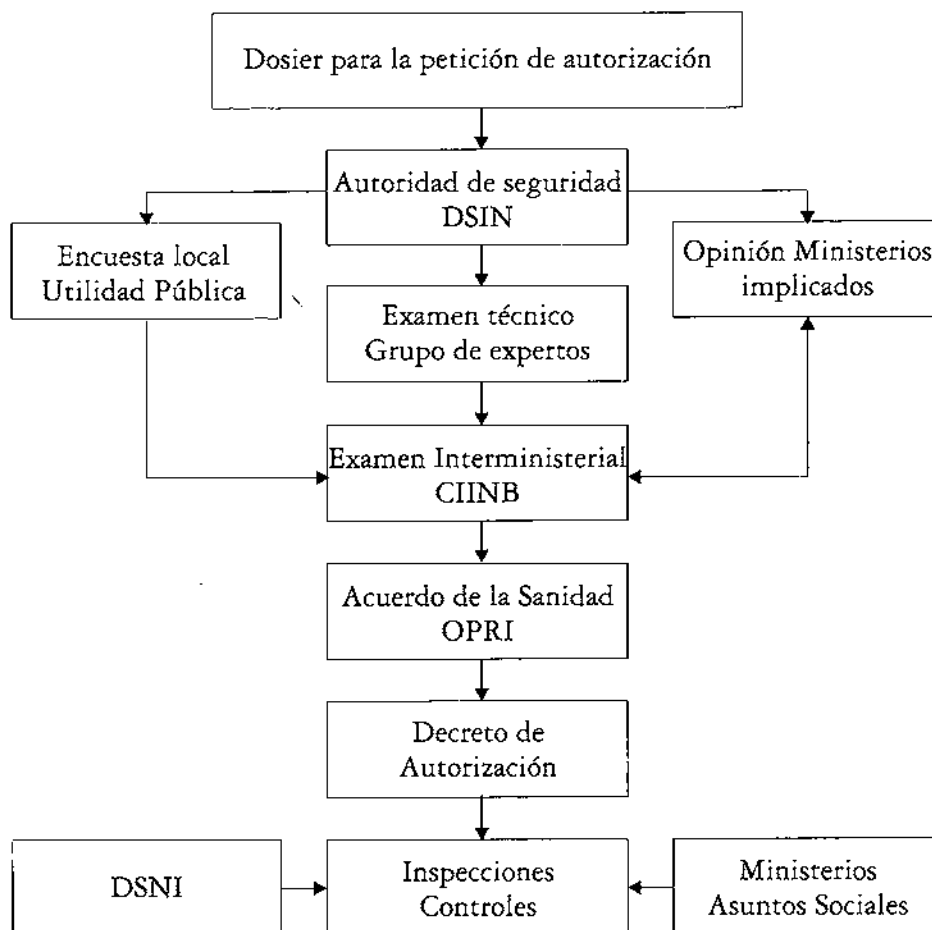
y del seguimiento de las obras. Esta función no cambió cuando el programa electronuclear se desarrolló en los años setenta, la única diferencia notable corresponde a la atribución del lote nuclear al constructor con licencia Westinghouse: Framatome. La Dirección de Diseño tiene como misión diseñar, realizar y poner en servicio todas las centrales nucleares. Realiza los proyectos de diseño de conjunto así como estudios detallados, aparte de la caldera y del grupo turbo-alternador confiados a la industria; coordina las fabricaciones, montajes y pruebas de puesta en servicio, y garantiza las relaciones correspondientes con la autoridad de seguridad. Para las centrales en servicio, también la Dirección de Diseño es la que realiza los estudios de ingeniería que los responsables de la explotación le piden.

La Dirección de la Explotación del Parque Nuclear, en el seno de EDF Producción y Transporte, está encargada de que las unidades nucleares en servicio funcionen. Esta misión comporta:

- La operación de las instalaciones, por unos equipos de guardia.
- El mantenimiento y la conservación preventiva de los equipos.
- La vigilancia de la seguridad, radioprotección, calidad y seguridad en el trabajo.
- Y las obras de sustitución o modificación de los materiales y sistemas.

La responsabilidad de EDF en términos de seguridad de la explotación se sitúa a nivel de la Dirección del Parque, responsabilidad que se delega, en cada emplazamiento, en el Director del Centro Nuclear de Producción de Energía (CNPE).

Además la Dirección de Estudios e Investigación trabaja en el desarrollo de técnicas y materiales, y de esta manera aporta una contribución esencial a la competencia de EDF en materia nuclear. EDF desempeña pues una función determinante dentro de la seguridad nuclear en Francia. La competencia de sus empleados se construye en el marco de un importante programa de formación: para la operación de las unidades, gracias a una decena de simuladores que reproducen con exactitud las salas de control de los diferentes modelos de centrales: para el mantenimiento, en centros de formación no centralizados y en un gran centro de formación especializada. Entre todos los productores de electricidad nuclear en el mundo, EDF es sin ningún género de duda el primero, debido al número de unidades en servicio y sin duda uno de los más experimentados. Su acción se extiende hoy en día hacia el extranjero. Tendremos ocasión de volver sobre ello.



Los procedimientos de seguridad. En Francia, La Dirección de Seguridad de Instalaciones Nucleares, DSIN, bajo la doble tutela del Ministerio de Industria y del Ministerio del Medio Ambiente, es la que dirige los procedimientos de seguridad relativos a las instalaciones nucleares, y principalmente aquellos que autorizan a EDF a construir centrales nucleares. En el esquema se apreciarán dos etapas importantes: el examen técnico realizado por un grupo de expertos e *in fine*, la opinión favorable del Ministerio de la Sanidad, que garantiza que la salud pública no está amenazada.

La DSIN: La autoridad de seguridad

En el seno del Ministerio de Industria y a disposición del Ministerio de Medio Ambiente, existe una dirección especializada, la Dirección de Seguridad de Instalaciones Nucleares (DSIN). Creada por decreto el 14 de mayo de 1991, retoma las atribuciones del Servicio Central de Seguridad de las Instalaciones Nucleares (SCSIN), creado por decreto el 13 de marzo de 1973.

La DSIN está principalmente encargada de:

- Examinar los problemas planteados por la elección de los emplazamientos.
- Dirigir los procedimientos de autorizaciones relativos a las instalaciones nucleares de base: autorizaciones de construcción, operación, desestimación, etc.
- Organizar y fomentar la vigilancia de estas instalaciones por los inspectores de las instalaciones nucleares de base.

- Elaborar y vigilar la aplicación de la reglamentación técnica.
- Preparar el establecimiento de una organización en caso de accidente.
- Desarrollar una política de comunicación y relaciones exteriores, para garantizar el vínculo con el entorno social, mediático y cultural.

La DSIN sigue además los trabajos de investigación y desarrollo en el campo de la seguridad nuclear. Recoge todas las informaciones útiles sobre los problemas de seguridad nuclear y las medidas adoptadas en Francia y en el extranjero, para estar en condiciones de preparar y proponer las posiciones francesas en las discusiones con los gobiernos o las administraciones de los países extranjeros.

El OPRI: El control de la sanidad

El Ministerio de Sanidad y el Ministerio de Trabajo desempeñan una función determinante dentro del edificio regulador francés: la de garantizar frente a la población, que el desarrollo y la explotación de la energía nuclear no constituyan una amenaza para la salud pública y profesional. Esta responsabilidad específica es la que ha conducido a estos ministerios a dotarse de un servicio técnico común: la Oficina de Protección contra las Radiaciones Ionizantes (OPRI), creada por decreto en septiembre de 1994, reemplazando al Servicio Central de Protección contra las Radiaciones Ionizantes (SCPRI), cuyas

misiones en los campos relacionados con las instalaciones nucleares se habían especificado principalmente en el decreto de 1963. El OPRI está incorporado a una oficina de la Dirección General de Sanidad encargada de estar al tanto de las cuestiones nucleares.

En materia de seguridad nuclear, el OPRI es quien prepara el acuerdo del Ministerio de Sanidad previo a toda autorización de instalación. En materia de radioprotección, sus responsabilidades son muy extensas y atañen a la elaboración de los textos reguladores, la vigilancia de los datos relativos a la exposición de los trabajadores y del público, y las medidas a tomar en caso de accidente desde el punto de vista médico y sanitario.

IPSN: El organismo experto

Creado en 1976 en el seno del CEA por Decreto Interministerial, el Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN) es el organismo experto que aporta su apoyo técnico a la DSIN. En cada campo que concierne a la seguridad, integra las funciones de investigación y evaluación y se ocupa de proponer a la DSIN opciones que respondan adecuadamente a la dimensión «pluridisciplinar» de las cuestiones planteadas y de disponer cuando sea necesario de elementos de juicio distintos de los de los explotadores.

La creación del IPSN en el seno del CEA ha permitido mantener la cooperación con el conjunto de actividades del centro público y

facilitar los movimientos necesarios, tanto en el interés profesional de los empleados como para la eficacia de la tareas confiadas al Instituto. Especialmente para las efectuadas en beneficio de la DSIN en calidad de apoyo técnico, era esencial que los «expertos» no fueran relegados dentro de un *espléndido aislamiento*, sino que se mantuvieran en contacto con el desarrollo nacional e internacional de los conocimientos y técnicas. Un comité de dirección del Instituto delibera sobre su organización, actividades y medios. Un comité científico orienta las actividades científicas del Instituto, se pronuncia sobre los medios que hay que proporcionar a la investigación, consecuencia del avance de los programas y se ocupa de su evaluación. Se ha emprendido una reforma de las estructuras internas del IPSN que ha concluido en 1991. Ha querido en particular separar las actividades de evaluación realizadas por cuenta de la DSIN y las actividades de proyectos e investigación, para garantizar que un mismo equipo no tenga que evaluar de nuevo su propio trabajo. El establecimiento de una organización de calidad y de una política de comunicación han acompañado esta reforma.

EL CEA: La investigación

Desde el primer capítulo hemos hablado ya de ello: la reunión en el seno del CEA de un conjunto importante de investigación y desarrollo ha sido uno de los triunfos de Francia dentro de su programa nuclear (por esta razón el CEA explota numerosas instalaciones);

en materia de seguridad, el CEA sigue siendo uno de los actores importantes desde el punto de vista francés, a través del IPSN primero, pero también debido a su aportación a la investigación en coordinación con los trabajos del IPSN. Hemos insistido ya sobre la importancia de las relaciones entre la investigación y el análisis de seguridad. La investigación debe hacerse también en estrecha relación con los responsables industriales del diseño y explotación de las instalaciones; como ocurre en el caso de las investigaciones realizadas por el CEA fuera del IPSN, en cooperación principalmente con EDF y COGEMA.

Los otros explotadores nucleares

Como hemos indicado ya varias veces, esta obra trata ante todo de la seguridad de las centrales nucleares. Sin embargo nos hemos comprometido a mencionar, de vez en cuando, las otras instalaciones nucleares para indicar cómo se traducen en su caso las disposiciones válidas para las centrales.

En lo que se refiere a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, elaboración y fabricación del combustible nuevo, transporte y reelaboración del combustible irradiado y reciclaje de los productos extraídos durante la reelaboración (plutonio principalmente) para fabricar combustible nuevo, COGEMA, directamente o a través de filiales, es el explotador nuclear, como EDF lo es para las centrales. Las funciones y las responsabilidades

están muy próximas en lo que se refiere a la seguridad.

Para el final del ciclo del combustible, es decir el almacenamiento definitivo de los residuos, ANDRA (Agencia Nacional para la Gestión de los Residuos Radiactivos) filial del CEA, es la que asume la responsabilidad en el marco de las misiones que le han sido encomendadas después de que el Parlamento votara la ley sobre los residuos en diciembre de 1991. La problemática de los residuos radiactivos se discutirá en esta obra más adelante. Aquí nos limitaremos a recordar algunos principios sencillos:

- En el terreno económico, el explotador de las centrales, productor de los residuos, es quien debe asumir la totalidad de los gastos para el almacenamiento de sus residuos.
- La responsabilidad de la explotación, de los centros de almacenamiento, y en consecuencia de su seguridad, incumbe a ANDRA, que define las disposiciones técnicas correspondientes y fija en particular al explotador de las centrales, las condiciones que deben respetar los bultos que le envía.
- La DSIN garantiza el control independiente de la seguridad y los controles sanitarios quedan garantizados por el Ministerio de Sanidad.
- El proceso de elección de los emplazamientos para el almacenamiento debe estar de acuerdo con los términos de la ley

de diciembre de 1991, que ha establecido unos comités de vigilancia y prevé principalmente, para los residuos de larga duración, una cita parlamentaria dentro de diez años.

3.4. La escena internacional

Si hay una disciplina que por su propia esencia debe ser internacional es por supuesto la seguridad nuclear. Todos los países tienen un interés común en ello, puesto que el objetivo de la seguridad es evitar los accidentes, y que los accidentes no reconocen las fronteras políticas, lo que es para todos evidente desde Chernobil, pero los especialistas ya lo sabían, afortunadamente. Las técnicas son las mismas y es interesante para todos poner los conocimientos en común sin restricciones. La armonización de las normas y prácticas se implanta progresivamente, sin trastornar naturalmente los sistemas nacionales en vigor que, en su mayoría, han demostrado su eficacia.

Un poco de historia

Al comienzo (cinco a diez años después del final de la segunda guerra mundial en 1945) era el secreto. La utilización de la energía nuclear con fines civiles, para la producción de energía, constituía una salida para una gran parte de las tecnologías militares celosamente guardadas por las dos grandes potencias, que estaban en plena guerra fría. Dado que mejoraba la separación entre los dos tipos, Ginebra

vivió la celebración en 1955, luego en 1958, de dos conferencias mundiales sobre el átomo civil. Aportaron datos y conocimientos importantes, en particular sobre la física neutrónica, y permitieron claros avances para todas las naciones desarrolladas, incluida Francia, que no había sin embargo permanecido inactiva en el terreno científico. Teniendo en cuenta que el mercado del uranio enriquecido estaba reservado a los EE.UU. y a la URSS, las otras naciones proyectaron reactores de uranio natural, como el grafito-gas, y tuvieron que desarrollar los enfoques apropiados para estas máquinas y realizar las investigaciones correspondientes.

El embargo sobre los conocimientos de seguridad se levantó progresivamente, lo que permitió el desarrollo, a partir de finales de los años 60, de estrechas relaciones bilaterales entre organismos de investigación y/o expertos. Como demuestran los intercambios entre Francia y Gran Bretaña, EE.UU. y Alemania, sobre la seguridad de los reactores. A continuación en 1979 se produjo el accidente de TMI en los EE.UU., verdadera revolución técnica —un núcleo había fundido—, cultural —los accidentes graves podían producirse—, y política —el público se sentía amenazado y el pánico había provocado una evacuación no justificada—. Giro definitivo de la historia de la seguridad, el período posterior a TMI se caracterizó por la elaboración progresiva de un verdadero consenso técnico en Occidente, tanto sobre el diseño de las

centrales como sobre su forma de explotárlas, principalmente teniendo mejor en cuenta el factor humano.

Contrariamente a lo que se podía creer, Chernobyl y sus diez días de crisis aguda que conmocionaron al mundo, aunque infinitamente más grave que TMI, no condujeron a cambiar el planteamiento de la seguridad de los reactores de agua ligera en Occidente y prácticamente no impusieron modificaciones ni de las máquinas ni de su explotación. Nos explicaremos. En cambio, por primera vez, el átomo civil productor de electricidad había matado, herido y atentado gravemente contra el medio ambiente. Marcó profundamente la opinión pública en todos los países y en el plano político, un orden internacional de seguridad ha intentado, mal que bien, instaurarse desde 1986, en un mundo caracterizado por las disparidades y los conflictos entre Este y Oeste, como entre Norte y Sur. La evolución de la situación mundial ha permitido vencer las resistencias, se han constatado a partir de 1991 evidentes progresos, y en septiembre de 1994, más de 40 países, firmaron una Convención Internacional sobre seguridad nuclear.

Los organismos internacionales y la seguridad nuclear

A. la Unión Europea

La cooperación nuclear en el seno de la Unión Europea, iniciada en enero de 1958 mediante

el tratado EURATOM, no ha ignorado los problemas de seguridad dentro de sus países miembros. El tratado consta en particular de dos artículos: el artículo 41 recomienda a todo gobierno informar a la Comisión sobre la naturaleza de las instalaciones nucleares que prevén instalar en su territorio y el artículo 37 estipula que los residuos radiactivos de cualquier instalación, declarados como tales, deben ser autorizados por la Comisión. El tratado reconoce sin embargo que la seguridad sigue siendo una responsabilidad puramente nacional.

En los años siguientes, se ha observado una tendencia a implicar cada vez más a las instituciones europeas en la seguridad nuclear. Los países miembros se han puesto de acuerdo para buscar una forma de armonizar sus normas de seguridad, y el Parlamento Europeo ha intervenido para pedir una ampliación de las funciones de la Comisión y de sus servicios en los procedimientos reguladores.

La Comisión desempeña igualmente un papel de coordinación, y de financiación parcial, dentro de los programas de investigación sobre la seguridad nuclear. Desgraciadamente, éste es un tema que está hoy contaminado por consideraciones políticas, que no deberían tener nada que ver.

B. La Agencia de la Energía Nuclear (OCDE)

La OCDE (Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico) creó en 1965 el

Comité de Técnicas de Seguridad de los Reactores (CREST) bajo el auspicio de la Agencia Europea de Energía Nuclear. El CREST se comprometió en reunir y poner a disposición de todos, los conocimientos en materia de seguridad nuclear, lo que no carecía de riesgo puesto que se proporcionaban informaciones que habrían podido utilizarse con fines comerciales. La confianza que se instauró en las reuniones permitió al comité jugar un papel de primera línea para el progreso en materia de seguridad, e introducir además en las discusiones una rubrica capital: la presentación por parte de los países miembros de los incidentes más o menos graves producidos en sus reactores. La secretaria de la Agencia decidió constituir un fichero resumiendo las condiciones en las que se habían producido estos incidentes y las lecciones aprendidas, en beneficio de todos. Este fichero, «Incident Reporting System» (IRS) proporciona todavía hoy la mejor materia prima para la mejora de la seguridad. El comité amplió enseguida su campo de acción al conjunto de las instalaciones nucleares y tomó el nombre de CSIN (Comité de Seguridad de las Instalaciones Nucleares). Los representantes de las autoridades de seguridad, participando a la vez en el CSIN, tomaron la costumbre de reunirse en el seno de un comité especializado. El trabajo se prosiguió en el seno de estos dos comités, buscando la eficacia y manteniendo estrechas relaciones con las otras organizaciones internacionales. Este hecho es un ejemplo de proyecto internacional conseguido con éxito.

C. El Organismo de Viena

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) se constituyó en 1957 para «animar y facilitar, en el mundo entero, el desarrollo y la utilización práctica de la energía atómica con fines pacíficos y la investigación en este campo». Dependiente de la ONU, es la organización nuclear que tiene el mayor número de países miembros. Esta organización fue sobre todo al principio, un lugar de encuentro entre el Este y el Oeste. Su papel, dentro de la seguridad de las instalaciones nucleares, incluye dos claros períodos: antes y después de Chernobil.

Al principio, la actuación del OIEA se realizaba sobre todo a petición de un país miembro, frecuentemente un país en vías de desarrollo. Se ha destacado frecuentemente por poner a disposición del país solicitante, un grupo de expertos internacionales, escogidos por el Organismo, remunerados por él y especializados en la seguridad de la instalación considerada. Su misión consistía en dar a los países una estimación sobre la seguridad de su instalación, generalmente junto con unas recomendaciones. El OIEA ha desarrollado además un esfuerzo considerable: la elaboración de normas internacionales de seguridad; este fue el programa NUSS (Nuclear Safety Standard) lanzado a principios de los años 70. No era obligatoria la aplicación de estas normas dentro de los países miembros, pero interesaban mucho a los países que deseaban comprar una central en el extranjero, y que

generalmente no tenían las exigencias de seguridad que debían. Podían pedir que el suministrador se refiriera a las normas OIEA. El Organismo ha desempeñado también un papel en cuanto a la formación de los países nuevos, y en el intercambio de informaciones, con reuniones internacionales muy concurridas.

Chernobil condujo a un cambio radical en cuanto a la posición del Organismo con relación a la seguridad. Después del accidente Soviético, y con el estímulo de la URSS todavía conmocionada, el Organismo ha desempeñado un papel político cada vez más importante en la internacionalización de los problemas de seguridad. Se han firmado un cierto número de convenciones. Se han organizado conferencias políticas que llevaron en 1994 a la firma de la Convención Internacional sobre la Seguridad Nuclear, que ya hemos citado. Se enviaron misiones de evaluación⁽¹⁾ a los países nucleares para estimar la seguridad de la explotación de las centrales. En el plano técnico, el Grupo Internacional de Consulta de Seguridad Nuclear (INSAG) ha desempeñado un papel decisivo. Ha escrito primero un informe presentando las lecciones del accidente de Chernobil. En 1988, publicó un informe sobre los principios fundamentales que deben respetarse, para garantizar una buena seguridad en las centrales nucleares. Este documento formaliza

1. Estas son las misiones llamadas OSART (Operational Safety Advisory Review Team).

el consenso internacional que se ha construido progresivamente y constituye una guía para todos los actores de la seguridad, dándoles una expresión concreta del espíritu que debe servir de base a todas sus actuaciones. Se completó en 1991 con un documento sobre la Cultura de Seguridad.

El caso particular americano

La industria y el programa nucleares de los EE.UU. han dominado, y durante mucho tiempo, todo lo que se ha hecho en el mundo en este campo. Hoy en día, el programa con más de 100 reactores electronucleares, está desde hace mucho de capa caída en cuanto a la construcción de nuevas centrales —no se ha encargado ni un sólo reactor desde 1979—. Para acabar este capítulo consagrado a la escena internacional, nos ha parecido interesante examinar el desarrollo de la seguridad en este país, y preguntarnos sobre la parte de responsabilidad del sistema regulador en el bloqueo actual.

Desde 1945 el Atomic Energy Commission (AEC) responsable a la vez tanto de la promoción de la energía nuclear civil como militar, de la financiación y ejecución de los programas de investigación, principalmente de seguridad y de las autorizaciones para las centrales, había establecido un comité técnico y científico de alto nivel, independiente y encargado de formular opiniones sobre todas las cuestiones de seguridad: el ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards). El sistema funcionó sin

mayor problema hasta 1975, aunque a partir de 1970 las reuniones del ACRS, ya fueran puramente internas del comité o mantenidas con el explotador y la autoridad de seguridad, tuvieron que abrirse al público (Sunshine Act), disposición entonces única en el mundo y todavía hoy excepcional para un comité de expertos encargado de emitir sólo opiniones. Lo menos que se puede decir es que esto no contribuye a la franqueza y a la exhaustividad de las discusiones técnicas, con los representantes de las asociaciones antinucleares y sus abogados al acecho de todo lo que pudiera contribuir a su causa. Al mismo tiempo, estas asociaciones comenzaron a multiplicar las triquiñuelas jurídicas y procesos, con apelaciones sucesivas a la corte suprema para bloquear las autorizaciones.

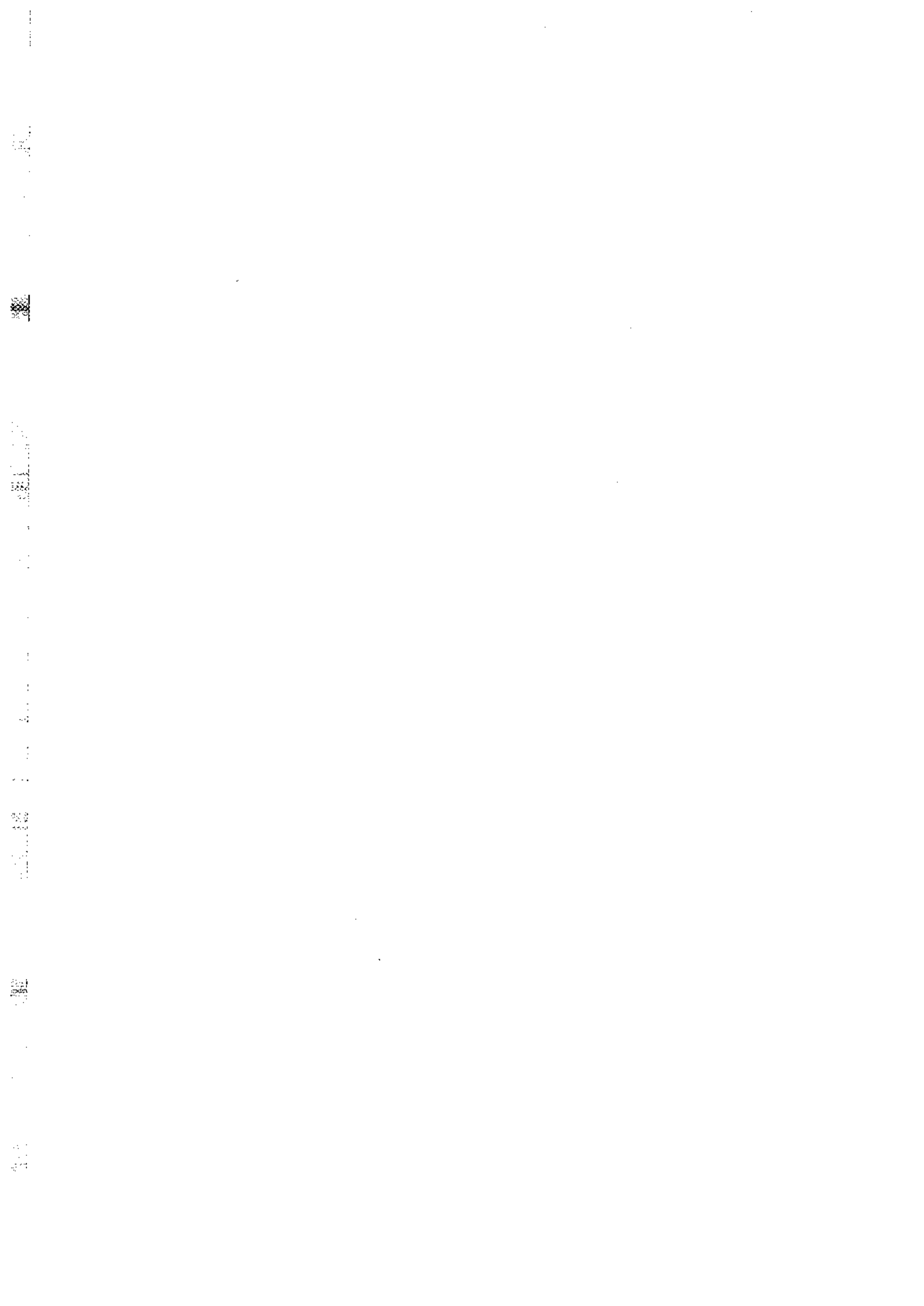
1975 vivió un cambio profundo en la organización del proceso regulador: con la preocupación de una mayor independencia de la seguridad, la AEC se desmembró completamente, fomento e investigaciones nucleares pasaron íntegramente al Departamento de Energía (DOE), y se estableció la «Nuclear Regulatory Commission» (NRC) supervisada por cinco comisarios. Esta reforma no pareció convencer a los oponentes, puesto que las audiencias públicas, cuyo objetivo era conocer la opinión de la población, se convirtieron en interminables batallas jurídicas entre los abogados de las diversas partes y rápidamente se incrementaron los retrasos para obtener las autorizaciones, duplicando y triplicando algunas veces los plazos de construcción

y endeudando gravemente los costes de construcción.

Después del accidente de TMI en 1979, la situación se volvió insostenible para desembocar en el bloqueo de hecho que relatamos a continuación. Constructores y compañías eléctricas consideraron entonces que una reforma de los procedimientos de autorizaciones era un paso previo a toda hipotética reactivación del sector nuclear en los EE.UU. Si otros factores políticos y económicos han intervenido para desembocar en un callejón sin salida, las desviaciones del proceso regulador, típicas de las costumbres administrativas y políticas americanas, incontestablemente han contribuido. Toda la vida americana

está hoy en día dominada por la actuación de los «Lawyers». Imaginemos que desde el principio de los años 80, la NRC cuenta por fuerza entre su personal, con el doble de juristas que ingenieros.

A falta de consecuencias muy negativas hasta ahora para el aprovisionamiento eléctrico, la sociedad americana se acomoda aparentemente bien a esta moratoria. Sin embargo debe prepararse para una posible crisis energética. El Congreso de los EE.UU. en 1992 ha votado una reforma del sistema de regulación. Este es un paso importante, incluso si no es suficiente, para cambiar hoy en día el curso de las cosas.



Conclusión de la primera parte

La guerra del Golfo (Irak invadiendo Kuwait) y la catástrofe de Chernobil: estos dos acontecimientos hipermediatizados de los últimos diez años pueden resumir el doble envite que domina la problemática de la seguridad nuclear.

Kuwait simboliza lo que puede ser un programa nuclear eficaz, el de Francia; nuestro programa nuclear aporta a la economía de nuestro país el equivalente energético de la producción de Kuwait, con las consecuencias que ello implica en materia de independencia energética, de precio de coste de la energía, de balanza de pagos y de empleo, todo ello protegiendo el medio ambiente. A nivel nacional, es una demostración de lo que puede hacer el desarrollo de una tecnología innovadora: corregir la desigualdad de procedencia, lo que privaba a Francia de los recursos energéticos tradicionales, sacando partido de sus propias bazas, principalmente en materia de investigación y organización industriales.

Hoy en día, en el mundo entero, el programa francés está considerado como una referencia, en la medida en que puede servir de ejemplo a otros países y ayudar al mundo a resolver mejor sus problemas de abastecimiento energético y sin perjuicio climático. Este ejemplo es aún más importante, ya que la guerra del Golfo ha sido un signo de los desordenes que la carencia de energía puede

provocar y de los conflictos que se pueden originar como consecuencia de la voluntad de algunos países de no dejar su economía a merced de otros países que podrían en cualquier momento «cerrar el grifo». Kuwait recuerda así al mundo el objetivo positivo que sustenta la energía nuclear.

Chernobil por su parte es el testigo cruel de lo que puede pasar si no nos responsabilizamos correctamente de los riesgos inherentes a un programa nuclear. No podemos gozar de las ventajas de esta nueva tecnología, si no somos capaces de medir los riesgos que comporta y de poner en práctica las disposiciones idóneas para controlar eficazmente los peligros potenciales. Claramente, este no era el caso en la Unión Soviética antes de la catástrofe. ¿Hace falta llegar a la conclusión de que los otros países nucleares estaban también ciegos? Cuando se repasan las normas de seguridad que se han puesto a punto progresivamente para garantizar un buen control de los riesgos nucleares en los países occidentales, principalmente en Francia, se constata que los responsables han tomado muy en cuenta la realidad de los peligros que se corrieron y han puesto en práctica las medidas adecuadas para prevenir tales accidentes. Chernobil no es representativo del nivel de seguridad de nuestras centrales.

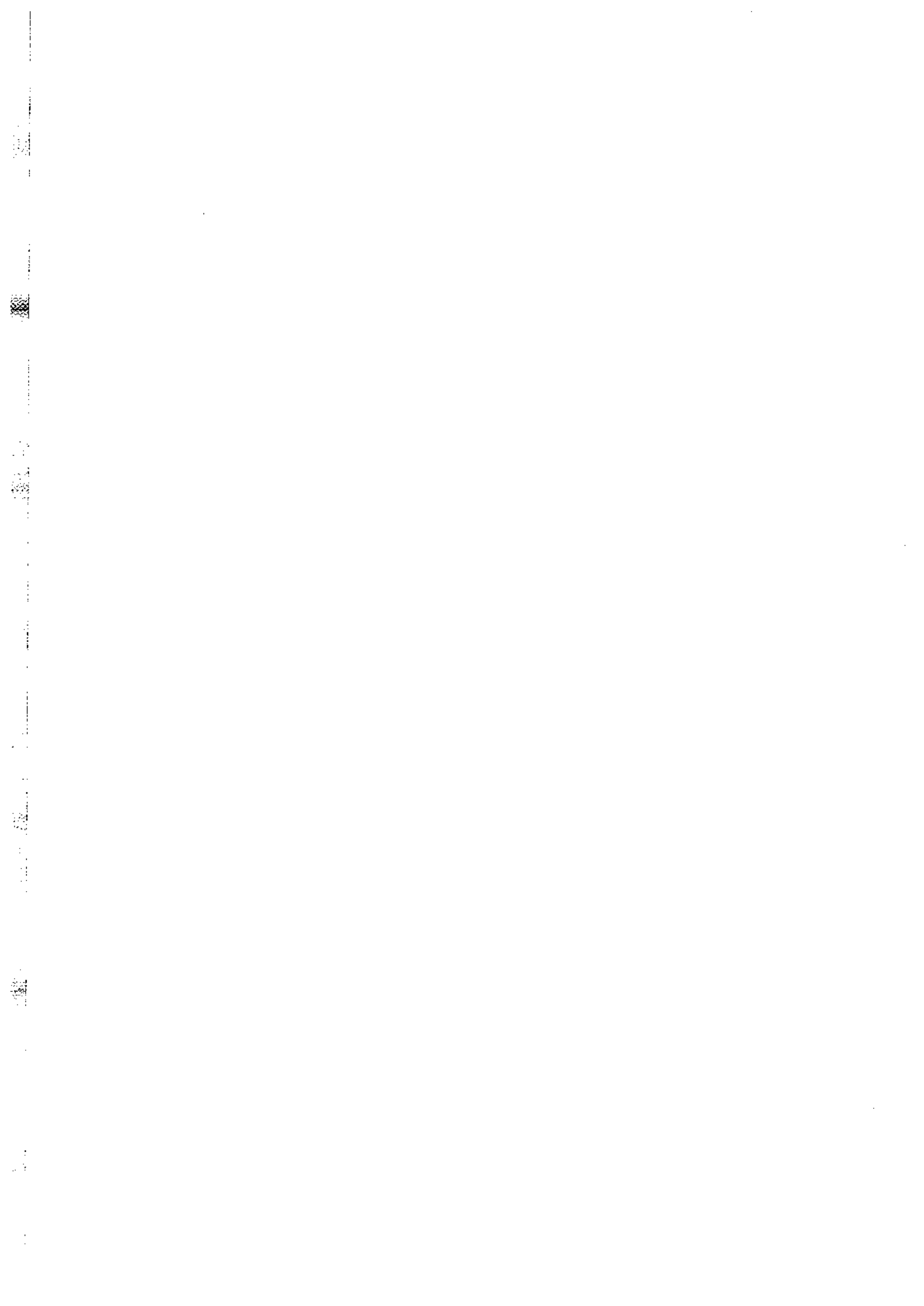
Está claro que no se deben negar los peligros de la energía nuclear. Pero sólo se pueden valorar en su justa medida si somos conscientes de los esfuerzos realizados para controlarlos

y de los resultados obtenidos. A partir del momento en que se toma conciencia de los riesgos específicos de la energía nuclear es más fácil de lo que se podría creer a primera vista garantizar una buena seguridad. En el sector nuclear, como en la mayoría de las otras actividades industriales, el peligro nace ante todo de la ignorancia, luego de la dejadez. Desde el momento en que se identifica correctamente un riesgo y mientras exista la firme voluntad de reducirlo, la experiencia enseña que se encuentran, dentro de la tecnología utilizada, con sus progresos naturales, las respuestas a las preguntas que plantea. El riesgo nuclear está ligado a la radiactividad. Desde el momento en que las posibles fuentes de emisión de radiactividad están bien identificadas, basta con instalar unas barreras, «líneas de defensa» sucesivas, que asegurarán un confinamiento eficaz en todas las circunstancias. En cambio, la puesta en práctica sobre el terreno es delicada y no admite el descuido o el incumplimiento de las consignas. Es indispensable un control externo riguroso. Además es necesario analizar permanentemente la experiencia, y compararla con las previsiones; esta confrontación con los hechos es la que hace la buena seguridad.

Entre las situaciones a las que las instalaciones nucleares deben hacer frente, están aquellas que pueden ser el resultado de los errores humanos. Por supuesto el problema no es específico de la industria nuclear, pero la magnitud potencial de las consecuencias de accidentes nucleares, la hace particularmente crucial. Aquí tampoco hay que ignorar la importancia del «factor humano». Pero no hay que pensar que constituiría un defecto inevitable que impediría toda garantía de buena seguridad. En una central nuclear bien diseñada la seguridad se apoya mucho más en los sistemas automáticos que en el hombre.

En adelante, en esta obra, el lector podrá comprobar que para nosotros nunca se puede considerar que se ha conseguido definitivamente una buena seguridad, sino al contrario ésta exige una vigilancia permanente por parte de todos los actores, así como una buena cooperación entre ellos. En la segunda parte, examinaremos el pasado de la seguridad nuclear y las lecciones que hay que aprender, antes de abordar a continuación el presente y el porvenir.

II. Desarrollo de la seguridad en el mundo



Desarrollo de la seguridad en el mundo

4. Desde los comienzos hasta el accidente de TMI

Desde el final de la segunda guerra mundial, cuando en los EE.UU. primero, en los países industrializados después, los ingenieros y los científicos se han esforzado para utilizar de forma pacífica la energía nuclear, se ha hecho mucho en el campo de la seguridad. Hemos pensado que merece la pena resumir la historia de la seguridad nuclear para que el lector pueda comprender mejor su importancia actualmente. Para resumir esta historia nos hemos basado en un cierto número de obras, principalmente americanas, que citaremos en lo sucesivo. El libro titulado «The Technology of Nuclear Reactor Safety» (Tecnología de la Seguridad de los Reactores Nucleares)⁽¹⁾ publicado en 1964 nos ha sido de gran valor y le hemos considerado particularmente instructivo en cuanto a su análisis de los accidentes que han jalonado el desarrollo de la energía nuclear. Citaremos un párrafo tomado de las conclusiones generales, referente al accidente ocurrido en enero de 1961 en el pequeño reactor experimental SL-1 instalado en el Centro de Investigaciones de Idaho Falls en los EE.UU., que nos parece premonitorio de lo ocurrido en Chernobil:

«La mayoría de los accidentes son debidos a errores de diseño, de instrumentación o a

errores de los operadores o jefes de equipo. El accidente del SL-1 es un ejemplo perfecto de la combinación de todos estos errores. Se ha discutido mucho sobre este accidente, sobre sus causas y las lecciones que hay que aprender, pero no se ha prestado suficiente atención al factor humano de las causas. Hay una tendencia a no interesarse más que por los hechos y a tomar nota de las insuficiencias del sistema sin tratar de comprender el por qué de las cosas, y las razones de ciertas decisiones. En los informes de análisis de los accidentes, haría falta tener en cuenta la situación y las presiones a las que el personal estaba sometido antes del accidente».

Nuestra presentación se inspira en las primeras páginas de la obra donde se dice que el campo núcleo-energético parece evolucionar por escalones de alrededor de diez años. Aplicado a la seguridad, este desglose permite caracterizar cada período según la importancia que se ha concedido a tal o cual aspecto. Ciertos sucesos importantes para la seguridad pueden marcar a la vez el final de uno de estos períodos y un nuevo punto de partida hacia una mayor seguridad. Sin duda alguna, el año 1979, que estuvo marcado por el accidente de Three Mile Island (TMI), y el año 1986, en el que tuvo lugar el accidente de Chernobil, constituyen desde luego importantes puntos de referencia. Los capítulos 5 y 6 estarán dedicados a estos dos sucesos claves y a los períodos posteriores a ellos. Volviendo atrás en el tiempo hemos seleccionado tres fechas como hitos en la historia de la seguridad hasta TMI: 1947, 1957 y 1967. Está claro que 1957 marca el principio del desarrollo nuclear y al mismo tiempo de la seguridad. En cuanto al año 1957, se puede

1. De Thomson y Beckerly, publicado por Massachusetts Institute of Technology Press (1964).

considerar que ha estado marcado por múltiples acontecimientos importantes: el informe WASH-740 en los EE.UU., que recordaremos como referencia y del que hablaremos en el punto 4.3 de este capítulo, la creación del OIEA, los accidentes de Windscale⁽²⁾ en Gran Bretaña y de Kryshtym en la URSS⁽³⁾, la creación en el CEA de las primeras comisiones de seguridad. Por último 1967 es un año importante, a nuestro entender, puesto que es el de la irrupción dentro de los conceptos de seguridad de la noción de probabilidad de ocurrencia de un accidente que, como ya hemos visto en la primera parte, constituye junto con las consecuencias del accidente el segundo componente del «riesgo». Nuestra presentación retomará estas dos referencias, 1957 y 1967, que marcaron la transición entre los tres períodos que hemos identificado en la historia de la seguridad antes de 1979 y el accidente de TMI. Pero antes nos ocuparemos de un suceso de mayor trascendencia para la historia de la energía nuclear, y sin duda para la historia del mundo, la primera reacción de fisión «en cadena» provocada por el hombre el 2 de diciembre de 1942 en Chicago.

2. En el mes de abril de 1957 tuvo lugar en Windscale, Gran Bretaña, el primer accidente en un reactor nuclear (y el único hasta el de Chernobil) que ocasionó una importante liberación de radiactividad al medio ambiente: 20.000 curios de yodo.

3. Accidente mantenido secreto durante más de 40 años, presentado en 1989 tal y como realmente había ocurrido.

4.1. 1942. El origen: la Pila de Fermi

En materia de seguridad nuclear como en muchos otros campos, con métodos que algunos podrían considerar hoy en día arcaicos y sin ningún formalismo, los pioneros han dado prueba de una lucidez asombrosa, de premonición y juicio sin falla, de lo que no hay que extrañarse tratándose de físicos a la par que de humanistas de altos vuelos. Volvamos sobre las primeras horas.

El descubrimiento de la fisión había puesto a disposición de los hombres una nueva fuente de energía. Bertrand Goldschmidt ha contado brillantemente la historia⁽⁴⁾. Así como ha explicado que la liberación de varios neutrones por fisión permitía pensar en la utilización de reacciones en cadena, que producirían armas con un elevado poder de destrucción o generadores de energía motriz, según la geometría, naturaleza, configuración, densidad de los medios y control ejercido sobre las reacciones. Las circunstancias han querido que el primer destino fuera prioritario. Aquí no nos interesaremos más que por el segundo. Ambos han tenido el mismo origen: la pila atómica de Fermi.

Si bien las patentes (secretas) robadas en Francia antes de la guerra, por el equipo dirigido por Frederic Joliot, daban las condiciones teóricas requeridas para que se pudiera establecer una reacción en cadena, fueron los

4. B. GODSCHMIDT. *La aventura nuclear*. Hachette, 1980.

equipos reunidos en los EE.UU., bajo la dirección del físico italiano Enrico Fermi, sobre quienes recayó la responsabilidad de pasar de la teoría a la realización. ¿Qué pasaría en el momento del arranque de la primera reacción en cadena? Esta era la pregunta que se hacían Enrico Fermi y sus colaboradores, cuando preparaban la primera criticidad de la pila que acababan de montar en Chicago en diciembre de 1942. Un auténtico apilamiento de grafito, de ahí el nombre de «pila», relleno de uranio natural, se había construido en un hangar para demostrar la posibilidad de conseguir esta famosa reacción y de controlarla. El secreto más absoluto reinaba entonces sobre esta cuestión, pero Laura Fermi nos ha proporcionado, de una forma muy viva, los detalles de esta experiencia histórica. Hace falta reconocer que las circunstancias de esta aventura eran asombrosas:

- Un físico, George Weil, accionaba la barra de criticidad que retiraba 30 centímetros bajo las ordenes de Fermi: «Ven-ga George».
- Una batería de contadores permitían conocer el nivel del flujo de neutrones; una barra de cadmio aseguraba el control y penetraba en la pila si la intensidad de la reacción sobrepasaba un límite fijado.
- Un equipo de tres personas se encontraban preparados para verter una solución de una sal de cadmio dentro del apilamiento, para «apagar» la pila, si Fermi daba la orden.

El experimento empezó con tranquilidad: a cada movimiento de barra el nivel de radiación se estabilizaba al nivel previsto por los cálculos y transcurrió la mañana. No obstante la tensión creía en el vestíbulo. Entonces Fermi dijo simplemente «vamos a comer». A la vuelta se había recuperado la calma, pero en el momento en que Fermi anunció que la próxima retirada de la barra permitiría el inicio de la reacción, la inquietud comenzó a manifestarse. Laura Fermi lo ha relatado de esta manera:

«Se producía una reacción en cadena. Leona Woods se acercó a Fermi y en voz baja y vacilante le preguntó: “¿Cuándo tendremos que empezar a tener miedo?”. Bajo el techo del edificio que contenía la pila, el equipo *ad hoc* estaba en estado de alerta, preparado para utilizar la solución de cadmio. Era el momento decisivo. Pero no pasó gran cosa. La pila se comportó como debía. Como todos habían confiado que lo haría, como habían temido que no lo hiciera».

Vale la pena relatar el informe que se dio por teléfono a las autoridades competentes —y ansiosas—: Arthur Compton tuvo una conversación a larga distancia con el Señor Conant, de la Oficina para la Investigación Científica en Harvard. «El navegante italiano ha alcanzado el Nuevo Mundo», dijo Compton desde el momento en que escuchó a Conant. —«¿Y cómo ha encontrado a los indígenas?— En muy buena disposición».

Esta primera criticidad de una pila atómica lleva a algunas reflexiones, puesto que sirve de ejemplo.

- Porque Fermi era a la vez el proyectista, el constructor y el explotador y porque había verificado experimentalmente el valor de las constantes físicas que había utilizado, había podido evaluar correctamente los riesgos que iba a correr y aceptarlos.
- Porque había sabido tomar su tiempo y trabajar metódicamente, ningún fenómeno imprevisto había perturbado su experimento.
- Porque hasta entonces la energía nuclear no había sido más que una apasionante aventura, había podido tomar sus decisiones con toda serenidad, e incluso expresarlas con humor.

En lo que se refiere al aspecto técnico, el camino estaba bien trazado y debía seguirse; por lo demás, la utilización de bombas nucleares contra las ciudades del Japón, iba a producir miedo, un miedo irracional, que se convertiría en un importante obstáculo para el desarrollo de la utilización pacífica de la nueva forma de energía.

4.2. 1947-1957. La elaboración de los primeros conceptos

En su libro «Nuclear Reactor Safety», que narra la historia del proceso regulador en EE.UU., David Okrent recuerda la creación de un comité americano de la seguridad de los reactores como el primer acontecimiento verdaderamente significativo, que podía considerarse como el punto de partida de la seguridad nuclear:

«Durante su primera reunión, que tuvo lugar en 1947, el Comité de la seguridad de los reactores examinó la primera propuesta de un reactor provisto de un confinamiento. Desde entonces, el papel del recinto de contención ha sido muy importante dentro de la seguridad de los reactores nucleares, para garantizar la protección del público en los EE.UU.».

De hecho, todavía hoy es una de las cuestiones capitales para la evaluación de la seguridad de los reactores. Sin embargo, hay que recordar que, antes de 1957 la seguridad no se reconocía como una disciplina de pleno derecho, independiente de las realizaciones nucleares. Sólo consiguió esta autonomía más tarde y François Cogné recuerda que, durante las dos conferencias de Ginebra de 1955 y 1958, no se consagró expresamente ninguna sesión a la seguridad nuclear⁵⁾.

El período 1947-1957 estuvo marcado, en los EE.UU., por tres acontecimientos importantes. David Okrent estima que la primera toma de posición oficial referente a los grandes principios de la seguridad tuvo lugar en 1953 cuando Edward Teller, antiguo presidente del Comité de la seguridad de los reactores declaró:

«El público en general piensa que el principal peligro de una pila nuclear reside en el riesgo de que explote. Conviene sin embargo hacer notar que una explosión, por posible que sea, no parece ser peligrosa más que para los que se encuentren en las inmediaciones y que sus efectos destructores se limitarán probablemente a los operadores. La presencia de venenos radiactivos, en las centrales

5. Revista General Nuclear, nº 1 (1984).

nucleares, presenta un riesgo mucho mayor para el público. Después de un accidente nuclear, los venenos pueden liberarse a la atmósfera o contaminar el abastecimiento de agua. De hecho, su concentración seguirá siendo peligrosa, en un radio de quince kilómetros, e incluso, en ciertos casos, hasta ciento cincuenta kilómetros».

El segundo acontecimiento, directamente ligado al peligro de accidente, ha sido la puesta a punto de una fórmula empírica, para calcular la distancia (R en millas terrestres) a partir de la central hasta donde se debería proceder a una evacuación, para proteger a las poblaciones cercanas, si los venenos mencionados por Teller no se mantenían confinados:

$$R = 0,01\sqrt{P},$$

donde P=potencia en kilovatios térmicos

Según esta fórmula, para una potencia de 1.000 megawatios eléctricos (MWe) —es decir un poco más de 3.000 MW térmicos—, la distancia es de alrededor de 30 kilómetros. La fórmula en cuestión había sido establecida en 1950, es decir 36 años antes de Chernobil. La central Ucraniana tenía una potencia de 1.000 MWe; no disponía de un recinto de contención eficaz; los soviéticos evacuaron a todos los habitantes dentro una zona de 30 kilómetros de radio.

Por último, en 1953, se anunció la construcción de la primera central nuclear civil en Shippingport. El reactor estaba rodeado por un recinto de contención. Los tres elementos que iban a dominar la seguridad, en los

años siguientes, estaban asegurados: prevención de los accidentes, atenuación de sus consecuencias por confinamiento y plan de intervención en caso de emergencia.

4.3. 1957. Se evalúan las peores consecuencias de un accidente

Se difunde el informe llamado «WASH-740», dentro de la comunidad nuclear, únicamente porque ha servido de base para el indispensable establecimiento en los EE.UU. de un sistema de responsabilidad civil de la explotación, en caso de accidente («Price Anderson Act»), retomado por cada país bajo una forma específica y a nivel internacional por las convenciones de París y Bruselas⁽⁶⁾. Desde un punto de vista técnico de seguridad, ha permitido sobre todo, dar un paso decisivo para la toma en consideración de las consecuencias radiológicas de los accidentes. Los criterios de elección de los emplazamientos, con relación a la densidad de población en las proximidades de las centrales, y la adopción generalizada de confinamientos herméticos y resistentes, para nada necesarios en operación normal, se desarrollaron en EE.UU. y en todo Occidente y en Extremo Oriente, aunque por desgracia no han formado parte de los diseños soviéticos, al menos hasta los reactores de agua diseñados a finales de los años 80.

Este informe, conocido con el nombre de informe Brookhaven, postulaba el fallo total

6. Para más información, «Le droit Nucleaire», colección CEA, Eyrolles, 1979.

de todos los dispositivos de seguridad en un reactor de potencia y evaluaba las consecuencias teóricas para el medio ambiente y en particular para la población. Se trataba aquí evidentemente de un ejercicio puramente teórico, puesto que nadie podía imaginar un proceso verosímil capaz de hacer fallar todas las protecciones de un reactor. Por otra parte, el título exacto del informe es: «Posibilidades teóricas y consecuencias de accidentes graves en las centrales nucleares de gran potencia».

Sus resultados sin embargo ejercerían por mucho tiempo una influencia nefasta, cuando los opositores a la energía nuclear los interpretaron de forma inexacta con relación a sus objetivos. Afirmaron que puesto que, un accidente que condujera a «la explosión del núcleo» —en otros términos, a dispersar todos los productos radiactivos peligrosos— no era aceptable, habida cuenta de la magnitud y la gravedad de sus consecuencias, la energía nuclear tampoco lo era. Simplemente no mencionaban el término «teórico» que es la palabra clave del informe. Supone un accidente independientemente de sus causas, de los factores intrínsecos que limitarían las consecuencias (siempre los hay), de las medidas previstas para la prevención e intervención. Un paso tal está justificado puesto que hace progresar el conocimiento, pero utilizado sin precaución en el proceso de decisión, conduciría prácticamente a rechazar, *a priori* y sin apelación, toda actividad humana que comportara riesgos, lo que ocurre en la casi totalidad de

ellas. Lo que sería imposible de conciliar con los imperativos económicos, materiales y, no dudamos en escribirlo, ética de las sociedades modernas que son las nuestras. Precisamente cuando se toman en consideración, desde el principio, los imperativos de seguridad, y bajo todos sus aspectos, como en las actividades nucleares bien dirigidas (esto no ha sido siempre así en todas partes y quedan aspectos por corregir aquí o allí), es cuando los responsables, están en su derecho de comprometer su responsabilidad a su aceptabilidad, a la vista de los beneficios que el conjunto de la sociedad espera.

Por otro lado, tenemos la obligación de exponer las reacciones sobre el informe Brookhaleen procedentes de los responsables de los programas nucleares, que revelaban una voluntad más o menos consciente de ocultar los riesgos potenciales de la energía nuclear. Esta reacción no era exclusiva de un país. Nos hemos encontrado con ella personalmente en Francia, poco antes de comprometerse con el programa masivo de las centrales, en un momento en que se criticaba el desarrollo nuclear desde un punto de vista económico (el precio del petróleo no dejaba de bajar) y donde algunos temían que enfatizar demasiado sobre sus riesgos potenciales podía acabar con el desarrollo. Los autores de esta obra están entre los que al contrario, consideran que una buena seguridad no es más que un paso previo para todo desarrollo y que requiere la toma de conciencia por parte de todos los actores, a todos los niveles, de la realidad de

los riesgos a los que nos exponemos. Nuestro punto de vista es el que ha triunfado. Hemos presentado nosotros mismos objetivamente los aspectos de la seguridad, tanto en las reuniones de decisión como durante nuestras entrevistas con el público. Cuando la crisis del petróleo de 1973 puso de relieve la fragilidad de la política energética francesa y demostró la necesidad imperiosa de un programa nuclear, todos los responsables admitieron entonces, que la seguridad debía ser un componente esencial. El informe WASH-740 ha desempeñado una función útil en los debates.

4.4. 1957-1967. Un diseño basado en la prevención

Lo que caracteriza sobre todo el período 1957-1967, es la importancia que se ha concedido a los aspectos de diseño dentro de la seguridad. La mayoría de los principios importantes todavía en vigor hoy en día, principalmente las funciones esenciales para la seguridad, se han fijado en esta época: control de la reacción en cadena, refrigeración del núcleo y confinamiento de los productos radiactivos. Se ha introducido la noción de defensa en profundidad; se ha puesto de manifiesto la necesidad de la redundancia de los equipos destinados a las funciones de seguridad, para garantizar su permanente funcionamiento, incluso en caso de avería⁽⁷⁾; se han

7. Los especialistas hablan de «satisfacer el criterio de fallo único».

identificado los defectos o errores de referencia, que sirven de base para diseñar las características de seguridad que hay que recordar. Incluso si después se han perfeccionado, fue entonces cuando se decidió tener en cuenta la mayoría de los acontecimientos externos, tales como terremotos o inundaciones.

La Comisión de Energía Atómica americana introdujo en 1959 la noción del «peor accidente verosímil», pero este concepto no ha sido universalmente aceptado. En Francia, se ha insistido especialmente más sobre el sistema de barreras múltiples que separan los productos radiactivos del medio ambiente⁽⁸⁾.

La extracción de la energía de fisión con una eficacia razonable obligaba a utilizar, para la refrigeración del combustible, un fluido a alta presión. La envoltura del fluido en la zona del núcleo era un elemento particularmente vital para la seguridad. Se preveían dos soluciones: la vasija o los tubos de fuerza. Tanto desde el punto de vista de la prevención de los accidentes, como del de la limitación de sus consecuencias, nos vimos obligados a plantear la cuestión de la integridad de la vasija. El diseño de los tubos de fuerza parecía salvar la dificultad, pero todavía había que demostrar que la propagación de una rotura de un tubo a otros no ocasionaría consecuencias inaceptables. ¿Hacía falta prever, en el diseño de la vasija a presión, un recinto de confinamiento adicional capaz de resistir las consecuencias de una ruptura?

8. Cf. capítulo 7.

El debate era bastante difícil en cuanto a los reactores de agua ligera. Los expertos americanos consideraban que una ruptura brutal de la vasija era inverosímil durante la explotación. Un informe de los expertos británicos, publicado en 1964, concluía por el contrario que un fallo tal podía producirse a temperaturas superiores a las del umbral de fragmentación, es decir dentro del rango de temperaturas de trabajo. En 1965, los EE.UU. lanzaron, sobre este punto concreto, un programa de investigación que duró casi diez años. El «Heavy Section Steel Test Program» (Programa de pruebas de los aceros de gran sección), dirigido por el laboratorio nacional de Oak Ridge, ha permitido demostrar que a las temperaturas de trabajo consideradas, los aceros de pared gruesa de las vasijas a presión eran muy resistentes y no tendían a fracturarse rápidamente. Paralelamente, se han aportado importantes retoques en los códigos y normas, que van desde el estudio de las tensiones hasta la inspección durante la explotación. Por último, se estimó que la probabilidad de una rotura por explosión, que arrastre misiles capaces de abrir una brecha en el recinto de contención, era muy pequeña. Varios años más tarde, el informe Rasmussen confirmaba esta conclusión.

Otro problema técnico estaba relacionado con el riesgo de aumento brusco de la reactividad. La cinética de los reactores ha sido en esta época objeto de estudios e investigaciones avanzadas, relativos principalmente a los diversos coeficientes de reactividad, y en particular a

los efectos de los huecos en los moderadores líquidos. Se realizaron unas experiencias notables, principalmente en los EE.UU., para los reactores de agua ligera. A los largo de los años siguientes, muchos centros de investigación, en los EE.UU., Japón y Francia, han seguido estudiando los transitorios de reactividad, en particular en cuanto a los mecanismos de ruptura de la vaina, y esto para varios tipos de reactores. El problema del aumento de la reactividad que se produjo, en 1986, en Chernobil no tiene ningún carácter novedoso.

Se puede considerar que es al final de este primer período, cuando se excluyó la posibilidad de construir centrales en las zonas urbanas. La cuestión fue planteada por primera vez en los EE.UU. en 1963, en el momento de la solicitud de autorización presentada para el emplazamiento de Ravenswood: se trataba de dos reactores de agua a presión de 600 MWe cada uno, que se hubieran construido en Queens, Nueva York, a orillas del río East, en una zona de 8 km de radio habitada de noche por tres millones de personas y de día por cinco millones y medio. Se retiró la solicitud, la razón alegada oficialmente no tuvo nada que ver con la seguridad, puesto que se dijo que El Labrador podía proporcionar la electricidad a mejor precio. Un debate análogo tuvo lugar algunos años más tarde en la República Federal Alemana a propósito de una central que se quería construir en Ludwigshafen y para la que se habían previsto disposiciones especiales para hacer frente

al posible fallo de la vasija. Finalmente, a pesar de las fuertes presiones ejercidas por la industria, para implantar centrales en zona metropolitana (en los EE.UU., por ejemplo, el Edison Electric Institute escribió en 1967 que *la implantación de las centrales nucleares en zona urbana debe ser un factor clave para el diseño de las futuras redes de distribución de electricidad*), todo el mundo se puso de acuerdo para alejar las centrales de las zonas urbanizadas, a causa de la relación entre los riesgos de fusión del núcleo y los de fallo del recinto de contención. La conjunción de estos riesgos es la que justifica la existencia de la última línea de defensa, la evacuación de las poblaciones próximas, operación factible en zona rural, pero más que aleatoria en zona urbanizada.

4.5. 1967. El «desarrollo probabilista»

El comienzo de los años 60 estuvo marcado en los EE.UU. por un aumento de las construcciones de centrales del tipo de agua ligera (en ebullición y a presión). Para poder formalizar las revisiones de seguridad de diseño, el AEC⁹⁾ adoptó en 1962 unos criterios para la aprobación de los emplazamientos en términos de densidad máxima de población alrededor de las centrales y de «término fuente», cantidad máxima de productos de fisión susceptibles de liberarse durante los accidentes

9. Atomic Energy Commission, responsable del desarrollo y de la regulación de la energía nuclear. En 1974, el AEC desapareció y fue la NRC (Nuclear Regulatory Commission) quien se hizo cargo de la regulación de la seguridad.

de referencia, por otra parte bastante arbitrarios. Estos criterios, todavía en vigor hoy en los EE.UU., se conocen bajo la denominación de «10 CFR-100», CFR se refiere a los «Code of Federal Regulation». Los análisis de seguridad que se derivaron, como toda revisión conforme a unas reglas, adoptaron un estilo un poco artificial, focalizándose sobre el confinamiento y los buenos resultados de ciertos sistemas de seguridad destinados a hacer que las consecuencias de los accidentes postulados satisficieran los límites impuestos por el 10 CFR-100.

Fuera de los EE.UU., en Francia principalmente, se desarrollaron otros métodos de análisis basados en las «barreras». Pero en Gran Bretaña es donde se abrió una vía radicalmente diferente. El Dr. F.R. Farmer, Director de seguridad de UKAEA (Atomic Energy Authority) envió en 1967 al OIEA de Viena un informe que se hizo famoso y después se ha mencionado a menudo: «Siting Criteria-A New Approach». Propone utilizar un enfoque probabilista para la evaluación de la seguridad de los reactores. Sugiere un criterio de aceptabilidad, que se presenta bajo la forma de una relación entre la frecuencia prevista de un accidente y sus máximas consecuencias.

Hemos indicado ya más arriba¹⁰⁾ que sólo se puede juzgar el nivel de control de los riesgos en una central nuclear, es decir la mejor o peor prevención de los accidentes, si se considera a

10. Capítulo 2.

la vez la probabilidad de que se produzcan los accidentes y sus consecuencias, si éstas se producen. Dentro de este «espacio del peligro», caracterizado por el par probabilidad-consecuencias, es donde se sitúa el criterio Farmer. Tiene en cuenta lo que se llama «la aversión hacia los accidentes más graves»: el producto probabilidad X consecuencias, que es una de las medidas del «riesgo», no permanece constante, cuando aumenta la magnitud de las consecuencias disminuye⁽¹¹⁾, reflejando así la voluntad de reducir aún más la probabilidad de ocurrencia de los accidentes graves que por una simple regla de proporcionalidad con los accidentes benignos.

Farmer propuso valores numéricos para su criterio, que dividen el espacio del peligro entre los acontecimientos aceptables, por debajo de un límite y los acontecimientos inaceptables, por encima, para los que se deben tomar medidas de seguridad adicionales:

- En términos de valor absoluto, consideró que ningún accidente debería contribuir al «riesgo» (definido como se ha dicho anteriormente) en más de 0,01 muertes (inmediatas o diferidas, en particular por cáncer) por reactor y año; un accidente que pudiera provocar 100 muertos no debía tener una probabilidad de ocurrencia superior a 1 por 10.000 por reactor-año;
- Farmer a continuación hizo la hipótesis de una correspondencia simple entre el

escape de radiactividad al medio ambiente y las muertes ocasionadas a corto plazo. 10.000 Curios de iodo radiactivo (¹³¹I) corresponderían a una muerte. Dedujo de ello objetivos de seguridad: la liberación de 1.000 Curios de Iodo debía tener una probabilidad inferior a 1 por 1.000 por reactor-año. Propuso además que un accidente, que tuviera consecuencias diez veces más importantes, debería ser al menos diez veces menos probable.

Los argumentos del Dr. Farmer en favor de sustituir, por sus propuestas, el enfoque en vigor en los Estados Unidos basado en el concepto de accidente máximo creíble, han recibido progresivamente más y más apoyo dentro de la comunidad internacional. Por el contrario la puesta en práctica de un enfoque puramente probabilista tropezó con las siguientes dificultades:

- No se disponía entonces de experiencia suficiente para tener los datos indispensables para evaluar con confianza las probabilidades y consecuencias de los accidentes graves, poco probables —probabilidad inferior a 1 por 10.000 por año— poniendo en juego fenómenos extremos mal conocidos.
- El enfoque probabilista reconocía abiertamente que el riesgo nulo no existe y que para una central nuclear como para una presa existe siempre una probabilidad, por pequeña que sea, de que un accidente grave se produzca un día. Verdaderamente

11. Matemáticamente, el criterio toma la forma de una recta de pendiente (1,5 en coordenadas logarítmicas).

no es una novedad, es de sentido común. Lo que cambia la perspectiva es que se evalúan las consecuencias de este accidente, por hipotético que sea. A partir del momento en que se publica esta evaluación adquiere un estatus de «cosa escrita» y parece estar en contradicción con el argumento de que la instalación es «segura». Es un tema del que ya hemos hablado. Este fue seguramente uno de los argumentos de peso contra el empleo generalizado de los estudios probabilistas después de la publicación del informe Farmer.

Qué importan las dificultades. En este punto, lo esencial era que el «desarrollo probabilista» se hiciera. La idea siguió su camino. Anticipando al período siguiente, hablaremos desde ahora del informe Rasmussen publicado en 1974-1975.

El informe WASH-1.400 conocido como «Informe Rasmussen»

La ambición de Farmer y de muchos sectores nucleares, principalmente británicos, era llegar un día a estimar la aceptabilidad de los riesgos presentados por una instalación a partir de criterios objetivos cuantificados, a fin de salir del academicismo un poco arbitrario de los análisis de seguridad tipo americano. Como después se demostró, la utilización en el análisis de seguridad de un método puramente probabilista no era realista. Sin embargo se experimentaba en todas partes la necesidad de disponer de una herramienta

cuantificada, como complemento a los métodos de análisis determinista, para disponer de un orden de magnitud de la probabilidad de las diversas secuencias accidentales posibles, y compararlas de forma relativa, a fin de identificar los puntos débiles sobre los que se debían centrar los esfuerzos de mejora de la seguridad.

Se debe a los americanos de la AEC el haber lanzado el movimiento en 1972, en las siguientes circunstancias:

- La oposición antinuclear batía el récord, principalmente después de una difícil reunión sobre la eficacia de los sistemas de refrigeración de emergencia, llamados a intervenir en caso de pérdida de refrigerante en el circuito primario.
- Entre los temas importantes de la discusión, el riesgo ligado a los accidentes más graves polarizaba la atención.
- El procedimiento regulador comenzaba a bloquearse debido a la tendencia al «siempre más» de la autoridad de seguridad y se observaban retrasos importantes en la concesión de autorizaciones; un análisis del mayor riesgo, poniendo frente a su magnitud su poca probabilidad de producirse, pareció a la AEC una manera de salir «airoso» de sus dificultades.

Desde los trabajos del Dr. Farmer, se conocían bastante bien los fundamentos del método. Se empezó por un inventario, tan exhaustivo como fue posible, de todos los defectos,

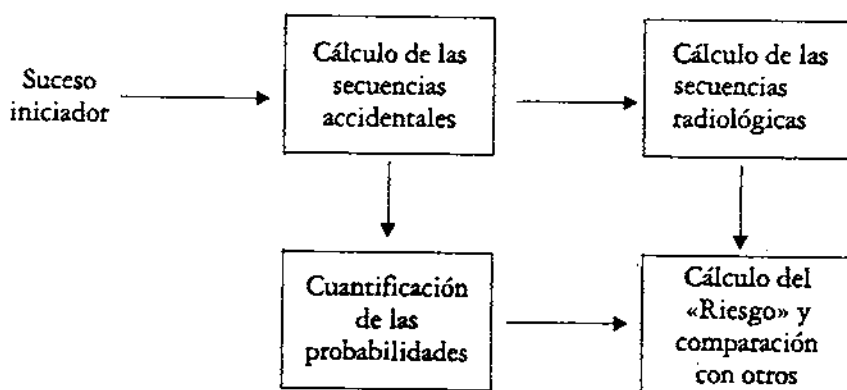
materiales o humanos, que pueden aparecer durante la explotación de una central y conducirla a secuencias anormales de funcionamiento. Algunas secuencias pueden desembocar en accidentes, con escapes de radiactividad fuera de la instalación. Se analizan todas estas secuencias y se evalúan las secuencias cuantitativamente, tanto en lo referido a las consecuencias como a la probabilidad. Después de reagrupar y sintetizar, se compara el resultado final con las evaluaciones análogas para otras actividades industriales o naturales.

Los resultados demostraban que los riesgos presentados por las centrales nucleares eran muy inferiores a los de otras actividades aceptadas por la sociedad. A igual número de víctimas potenciales, un accidente en una central nuclear es 100 veces menos probable que un escape de gas tóxico, y 1.000 veces menos que una explosión química. Además, los riesgos

nucleares son muy inferiores a los de los fenómenos naturales tales como huracanes y temblores de tierra, y comparables a las caídas de meteoritos.

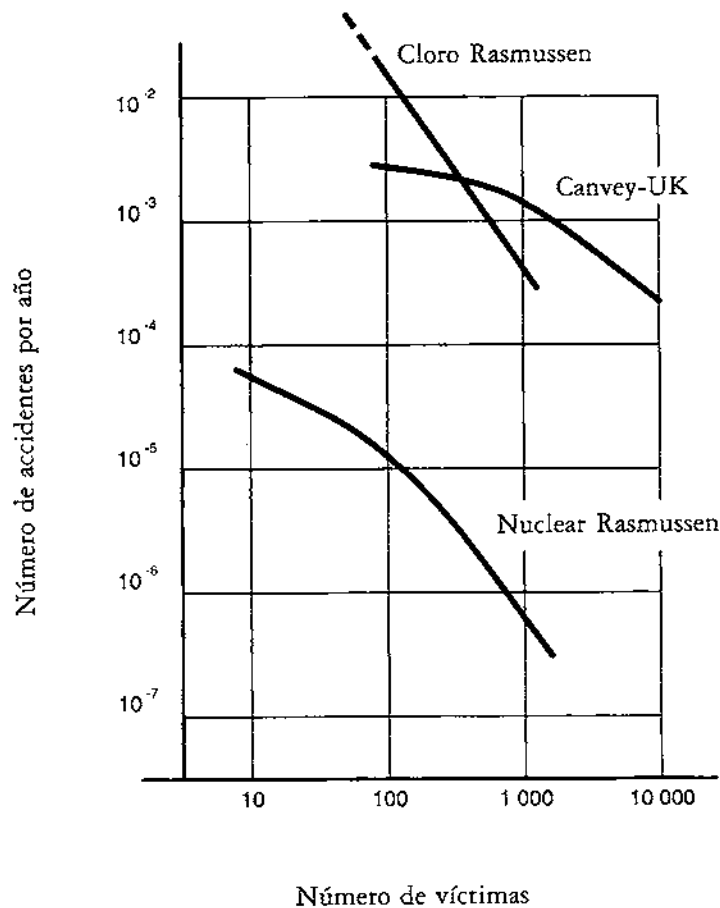
En aquella época para los especialistas⁽¹²⁾ estaba claro que enunciar estos resultados de una manera tan simplista era discutible. No se debía ocultar en efecto que numerosos factores de incertidumbre afectaban los resultados finales. Sin embargo dos cifras acaparaban la atención de los expertos:

- La probabilidad de que un reactor tuviera un accidente que ocasionara una fusión parcial o total del núcleo era del orden de 1 por 10.000 por año-reactor; esta cifra era baja, inferior a la que Farmer había calculado; no era incompatible con la experiencia de explotación acumulada en esta fecha: algunos miles de años-reactor



Método de evaluación probabilista. El método, desarrollado inicialmente por el Dr. Farmer, y puesto en práctica por el Profesor Rasmussen, comienza por un inventario tan exhaustivo como sea posible de todos los defectos, materiales o humanos, internos o externos a la central, que pueden iniciar una secuencia anormal de funcionamiento. Se analizan después las secuencias que pueden desembocar en un accidente. Se evalúan las secuencias cuantitativamente tanto en probabilidades como en secuencia. Se compara el resultado final con los resultados análogos de otras actividades.

12. Véase el ejemplo RGN, 1976, N° 5, octubre-noviembre.



Los resultados del informe WASH-1400 (Rasmussen). Es frecuente presentar las evaluaciones del riesgo en «el espacio del peligro», donde la probabilidad de accidente se representa en ordenadas y la magnitud de sus consecuencias, medida aquí por el número de víctimas, en abscisas. Los resultados obtenidos por Rasmussen para 100 centrales nucleares en los EE.UU. se comparan, por una parte con las estadísticas de accidentes americanos incluyendo la industria y el transporte del cloro, por otra parte con un estudio análogo efectuado en Inglaterra para los riesgos de una zona industrial a orillas del Támesis, Canvey Island. Se comprueba que la curva *nuclear* está dos a tres ordenes de magnitud por debajo de las otras dos curvas, lo que parece indicar que el sector nuclear es entre 100 y 1.000 veces más seguro que las industrias consideradas.

en el mundo. Rasmussen había podido equivocarse, pero sin duda no en un factor superior a 10, sino se tendrían que haber visto ya «precursores», es decir incidentes que sin llegar hasta la fusión no hubieran estado muy lejos.

- La probabilidad de que una fusión del núcleo, suponiendo que se haya producido, tenga consecuencias graves para el medio ambiente, del orden de la centena o más

personas seriamente irradiadas, era solamente de un tanto por ciento muy bajo, puesto que los productos radiactivos no se liberan fácilmente al medio ambiente, en particular debido a la presencia de la última barrera, el recinto de contención.

Más tarde, después de TMI, se constataría que se debía revisar la primera de estas evaluaciones. En 1975, la probabilidad de fusión del núcleo era en realidad próxima

a 1 por 1.000; «el error de Rasmussen» proviene de una evaluación incompleta de las posibilidades de error atribuidas al operador en las centrales de potencia; la experiencia de los reactores de investigación, donde el operador comprendía perfectamente el funcionamiento de su máquina, no servía para gran cosa en las centrales modernas de agua ligera, donde no siempre está claro si un incidente lleva a reconsiderar el circuito primario o el secundario.

Sin embargo, hoy en día se hubiera tendido más bien a pensar que Rasmussen ha sobrestimado la «probabilidad condicionada» de que la fusión del núcleo se tradujera en escapes importantes al medio ambiente. TMI incitó en su momento al optimismo. Chernobyl, en este punto no es representativa de las centrales de agua a las que se refería el trabajo de Rasmussen. La experiencia, afortunadamente, no va más allá.

Se han podido sacar muchas lecciones del excelente trabajo de los equipos americanos dirigidos por el profesor Rasmussen. El valor técnico del método ha sido demostrado y además confirmado por los informes críticos publicados en los años siguientes. Aunque se deben considerar los resultados numéricos con prudencia, en lo que se refiere a los valores absolutos, son referencias útiles para todos los estudios de la misma naturaleza, que pueden realizarse en otra parte. Se puede utilizar el informe para elaborar criterios de seguridad. Proporciona igualmente una serie

de estimaciones para orientar los estudios de accidentes. En esta obra tendremos la ocasión de volver en repetidas ocasiones sobre los estudios probabilistas de seguridad y desarrollar estas ideas.

El informe Rasmussen ha constituido un paso adelante muy importante sobre la manera de enfocar la seguridad. Se da la circunstancia de que no recibió en su momento, dentro de la industria nuclear, el eco que merecía: los proyectistas y explotadores no disponían de las herramientas que les hubieran permitido incorporar estos métodos nuevos, y los organismos técnicos de seguridad, tales como el IPSN en Francia, debían concentrar sus análisis sobre las justificaciones que los explotadores les proporcionaban, que naturalmente no tenían ningún aspecto probabilista. Lo que es sin duda más lamentable, es que los responsables del programa nuclear no hayan entendido la publicación del informe como un aviso: los riesgos son bajos, desde luego, pero el accidente no es imposible, ni mucho menos, y hay que prepararse para hacerle frente. Algunos años más tarde TMI recordaría esta advertencia de manera brutal a la industria nuclear americana que hubiera podido sin duda evitarlo si hubiera sabido valorar las enseñanzas del informe WASH-1.400. En particular el análisis de todos los incidentes de explotación ocurridos en el parque nuclear americano de entonces, hubiera podido revelar que la probabilidad de fusión del núcleo era más grande de lo que había predicho Rasmussen. Hoy la evaluación probabilista

de seguridad es uno de los instrumentos más importantes para los expertos del mundo entero, que no olvidan cuanto deben a los trabajos de F.R. Farmer en Gran Bretaña y de Norman Rasmussen, junto con su adjunto Saul Levine, en los EE.UU.

4.6. 1967-1979. La importancia de la calidad de la construcción

Durante el período que va desde 1967 hasta el accidente acaecido en Three Mile Island, se ha concedido mucho interés a la calidad de la construcción. Sin duda los mayores esfuerzos se han concentrado en la seguridad de diseño. Pero una nueva consideración, capital para la seguridad, se introdujo entonces: la garantía de calidad.

Antes se había reconocido la importancia de la seguridad en la fase de la construcción. Desde 1964, se podía leer en «The Technology of Nuclear Reactor Safety»:

«No se sabría demasiado cómo subrayar la importancia de las dificultades a las que se han enfrentado numerosas centrales con sus reactores, como consecuencia de una terminación insuficiente, de materiales defectuosos y otras dificultades en la fase de la construcción. Si no está correctamente ejecutada, la construcción de un reactor puede reducir a nada todas las medidas que se han tomado para garantizar la seguridad. No se pueden dar de ninguna manera directrices en esta materia, salvo que resulta indispensable mantener las normas más estrictas en la obra».

Especialmente a partir de 1967 es cuando se han dado numerosas directrices, en lo que a

calidad se refiere, y de hecho no es imposible que la garantía de calidad haya generado más papel que todo el conjunto de las normativas. Hoy constituye un principio plenamente reconocido, incluso si su aplicación práctica encuentra todavía algunas dificultades.

Independientemente de la garantía de calidad, la seguridad de diseño ha sufrido una evolución considerable a lo largo de estos mismos años. Hace falta subrayar que, durante este período, organismos reguladores independientes han alcanzado su pleno desarrollo. En los EE.UU., en 1974, se ha creado la Comisión Reguladora Nuclear (NRC), en virtud de la ley sobre la reorganización de la energía. Antes, en 1970, se había lanzado un programa de guías de seguridad (posteriormente llamado «Regulatory Guides»), por iniciativa de la AEC para obligar a que se aplicaran los criterios de seguridad en el diseño.

En Francia, en 1973, el papel de las autoridades de seguridad se transfirió del CEA al Servicio Central de Seguridad de las Instalaciones Nucleares (SCSIN). En Gran Bretaña, el cargo de Inspector de las Instalaciones Nucleares (Nuclear Installations Inspectorate-NII) se instituyó en 1975.

De entre las cuestiones que interesaban a la seguridad, que se han planteado a lo largo de este período, una de ellas tiene relación con el caso particular de los reactores repro-

ductores rápidos refrigerados por metal líquido. Con el accidente llamado «de Bethe y Tait»⁽¹³⁾, el período estuvo dominado por la noción de accidente hipotético de dislocación del núcleo. Este accidente postula una fusión de núcleo debida a una falta de refrigeración asociada a la imposibilidad de una parada de emergencia de la reacción en cadena, seguido de diversos fenómenos energéticos. Por más que para otro tipo de reactores no se hayan tomado explícitamente en consideración el riesgo de fusión del núcleo en el procedimiento de autorización, esto se hizo para los reproductores, cuando incluso generalmente se consideraba que sus coeficientes de reactividad negativa y su gran inercia térmica eran factores favorables. Ahí había claramente una incoherencia. Sin embargo, antes del accidente de Three Mile Island, tuvieron lugar muchas discusiones sobre la fusión del núcleo en los reactores de agua ligera («el síndrome de china»)⁽¹⁴⁾, y se emprendieron investigaciones, por ejemplo en la República Federal Alemana.

Para los reactores de agua ligera, el accidente con pérdida de refrigerante primario era un problema de primer orden. Los resultados de una prueba efectuada en los EE.UU.

13. Llamado por el nombre de dos científicos que trabajaban en Inglaterra, uno de los cuales, Hans Bethe, no era otro que el premio Nobel que había descubierto que la fusión termonuclear proporcionaba la energía del sol y las estrellas.

14. Una película americana, estrenada en 1979 y protagonizada por la actriz Jane Fonda, popularizó este término burlesco: el núcleo en fusión perfora el globo terrestre de parte a parte y vuelve a salir por el otro lado... ¡en China!...

a escala reducida (el experimento «semi-esca») habían demostrado en 1971 que en ciertas condiciones, como consecuencia de la rotura de una tubería del primario, una gran parte del agua se podía salir de la vasija del reactor. Durante algún tiempo, el problema de la refrigeración de emergencia del núcleo ha sido muy controvertido y esta controversia ha ido a más favorecida por los antinucleares. Por tanto se mantuvo el interés por las grandes roturas de tuberías, llamadas roturas en guillotina, lo que por desgracia desvió la atención de las pequeñas o medianas roturas más probables, aunque el informe Rasmussen había indicado claramente que eran éstas las que originaban las secuencias más peligrosas. El accidente de Three Mile Island debía tristemente confirmar esta verdad capital.

Entre los otros numerosos problemas de seguridad, que se han estudiado durante este período, se citarán los incendios, después del incidente de Browns Ferry, acaecido en 1975 en los EE.UU.. Este suceso condujo a los organismos reguladores a revisar a fondo el problema y a promulgar nuevas disposiciones. Por último, este período ha estado también marcado por la publicación del informe Rasmussen ya presentado.

Hasta el 28 de marzo de 1979, la mayoría de los expertos en seguridad se mostraron finalmente más bien satisfechos por las disposiciones adoptadas para controlar los riesgos en las centrales nucleares. El enfoque parecía

coherente y no se había dejado pendiente ningún problema importante. Contrariamente a lo que se ha podido decir más tarde, no se habían olvidado los accidentes graves: la evaluación probabilista confirmaba que su probabilidad era pequeña y que el sistema de confinamiento, que debía permitir atenuar los efectos de un accidente, hacía aún menor la probabilidad de consecuencias radiológicas graves para el público y el medio ambiente. De hecho, ciertos responsables de los ambientes nucleares estaban incluso convencidos de que podría ocurrir muy posiblemente que las centrales nucleares fueran no sólo seguras sino demasiado seguras.

Sin duda en ese momento se habían olvidado de que las centrales habían evolucionado con el transcurso de los años, que su capacidad se había incrementado, y que las cantidades de calor residual eran más elevadas. Se habían añadido equipos de seguridad para reducir los riesgos de accidente pero el diseño era más complejo. Existían desde entonces correlaciones entre los riesgos de fallo de los diversos dispositivos de seguridad. Pero sobre todo, si la mayoría de las discusiones se centraban sobre el diseño y la calidad, no se prestaba suficiente atención a la seguridad durante la explotación y a su elemento humano. TMI iba a despertarnos.



5. Three Mile Island: revisión de la seguridad

5.1. 1979. El accidente de Three Mile Island. Los hechos

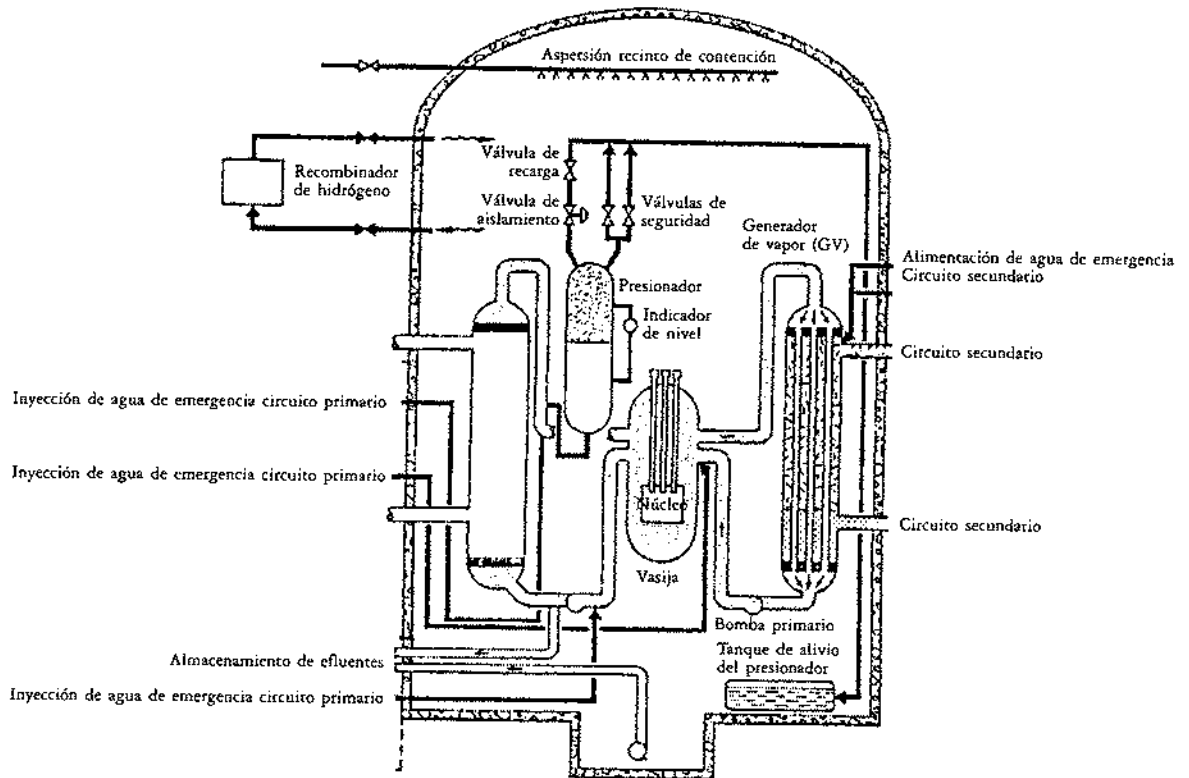
El accidente se produjo el 28 de marzo de 1979 en la central nuclear de Three Mile Island 2 (TMI); esta central estaba equipada de un reactor de agua a presión de diseño Badcock y Wilcox, con una potencia nominal de 906 MWe. Está situada en Middletown, Pensilvania (EE.UU.), a orillas del río Susquehanna, a 15 kilómetros de la capital del estado, Harrisburg, 90.000 habitantes. El 30 de diciembre de 1978, TMI-2 se había puesto en funcionamiento. La central TMI-1, del mismo tipo, situada en el mismo emplazamiento, estaba parada por recarga en el momento del accidente. Describiremos los hechos con cierto lujo de detalles, puesto que Francia está también equipada con reactores de agua a presión, aunque de un tipo un poco diferente, y esta descripción permitirá al lector familiarizarse con ciertos aspectos técnicos específicos de los reactores de agua a presión, dado que éstos son importantes para su seguridad.

Todo empezó el miércoles 28 de marzo a las 4 de la mañana con una avería en la sala de máquinas, fuera de la parte específicamente nuclear de la central. Antes del accidente, la central había tenido en varias ocasiones dificultades de poca importancia en el circuito secundario, ciertas líneas de transporte de

agua a la salida del condensador se habían obstruido. Los operadores estaban intentando proceder a unas pruebas de arrastre de la mezcla de resinas y agua, que probablemente originaron estas obstrucciones; una llegada súbita de agua dentro del aire comprimido utilizado, desencadenó en cascada el cierre de las válvulas, el disparo de una bomba de drenaje y finalmente el disparo de dos bombas de alimentación que llevan agua al lado secundario de los dos generadores de vapor.

Este es un incidente de explotación muy banal, típico de lo que se encuentra corrientemente en todas las centrales, nucleares o convencionales. Se deben diagnosticar y eliminar estos incidentes, esencialmente porque provocan la parada de la instalación, por tanto una pérdida de producción eléctrica. Además revelan una mala fiabilidad de los equipos, lo que no coopera con la seguridad. Pero en sí una avería tal no tiene nada de catastrófico. El disparo de las bombas de alimentación provoca automáticamente el disparo de la turbina, la apertura de la desviación de vapor hacía el condensador y el arranque de las bombas de alimentación de emergencia. Todos estos hechos se iniciaron en el mismo instante y sin fallo. Esta será por otra parte una constante en el accidente de TMI; no se observará un sólo fallo de los sistemas automáticos.

La parada de la alimentación de agua fría del lado secundario de los generadores de vapor, que no puede compensarse instantáneamente



Esquema del reactor de Three Mile Island. La central de Three Mile Island 2 estaba equipada con un reactor de agua a presión de diseño muy similar al de las centrales EDF. Las diferencias se refieren en particular a los generadores de vapor, cuyo comportamiento durante los transitorios es menos brutal en una central EDF de que lo fue en TMI. Pero el presionador y sus válvulas de alivio, que jugaron un papel determinante en el accidente, son parecidas. Las lecciones aprendidas de TMI son aplicables a EDF.

mediante la alimentación de emergencia, se tradujo lógicamente del lado primario en una menor evacuación del calor producido en el núcleo: se produce un aumento de temperatura y presión en el fluido primario. Éste es el transitorio de presión más rápido, y la presión alcanza en tres segundos el umbral de apertura de la válvula de alivio del circuito para reducir la presión, después el umbral de parada del reactor por caída de las barras de control para reducir la potencia, por tanto las temperaturas.

Estas dos seguridades funcionaron perfectamente. Se detuvo el transitorio de presión

lado primario, el pico se alcanzó a los siete segundos, después la presión decreció rápidamente para alcanzar a los doce segundos el nivel correspondiente al cierre de la válvula de alivio. El sistema automático dio la orden y el operador recibió en la sala de control la indicación correspondiente.

Hasta aquí todo ocurre conforme a las normas previstas. El cierre de la válvula debe detener la fuga del fluido primario; la puesta en funcionamiento de la alimentación de emergencia de los generadores de vapor va a restablecer los intercambios de calor normales entre el primario y el secundario; las barras

de control están insertas en el núcleo, lo que ha detenido la reacción en cadena. Se hace necesario evacuar la «potencia residual» desprendida por los productos de fisión: representa inmediatamente después de la caída de las barras el 7% de la potencia nominal, después decrece muy rápidamente (4% a los 30 segundos, 1% después de dos horas, aproximadamente 30 MW para TMI) debido a la desintegración radiactiva de los productos de fisión. La extracción de esta potencia residual no debe crear dificultades: cuando el circuito primario está a alta presión, los generadores de vapor evacuan el calor, la circulación del fluido primario queda asegurada por las bombas, o se puede hacer únicamente por circulación natural, por efecto de termosifón (para cada central, unas pruebas previas al arranque permiten verificar el correcto establecimiento de esta circulación natural); después de haber reducido la presión (alrededor de 40 atmósferas), se puede abrir un circuito derivado, conectado al circuito primario, el circuito de refrigeración del reactor en parada (RRA) que posee sus propias bombas y sus propios intercambiadores.

Entonces hubo un fallo de material en TMI-2.

La válvula de alivio del presionador se queda abierta

Se ha indicado anteriormente que doce segundos después del disparo inicial, la válvula de alivio del presionador había recibido la

orden de cerrarse de nuevo. Sin embargo, ésta no se volvió a cerrar y por consiguiente el circuito primario siguió perdiendo agua por la válvula, situada en la parte superior del presionador y que envía el fluido primario a un tanque de alivio situado igualmente en el interior del recinto de contención.

Por tanto, la presión del circuito primario seguía disminuyendo rápidamente, puesto que había una abertura, para descender a alrededor de 110 atmósferas dos minutos después del inicio del accidente⁽¹⁾. En este umbral de presión, el sistema de inyección de emergencia (IS) se pone automáticamente en marcha y envía agua fría al circuito primario. Aunque esta vez se está en una situación accidental y ya no en una situación de avería «normal», siempre se está dentro de una situación prevista. En TMI el sistema automático funcionó perfectamente y el sistema inyección de emergencia arrancó como estaba previsto.

Pero, y este es el punto crucial que explica todo el accidente, el operador no se dio cuenta de que la válvula de alivio del presionador se había quedado abierta. En la sala de control tenía una indicación que señalaba que la válvula estaba cerrada; ahora bien, y este es un error de diseño, se trataba de una indicación de orden y no de posición; se había desactivado el solenoide, pero el mecanismo se había quedado bloqueado.

1. Todos los tiempos que daremos en la descripción del accidente están contados a partir del disparo inicial.

El operador tenía otros dos medios a su disposición para conocer la posición real de la válvula de alivio: un indicador de temperatura en la línea de alivio antes de la válvula y el nivel de agua en el tanque de alivio. En cuanto a este último, parece que el operador no lo hubiera consultado (no consta así en la sala de control, pero sí en la sala contigua). En cambio, apuntó las indicaciones de temperatura, que eran anormalmente altas: pero no las tuvo en cuenta. El operador sabía que había una fuga por esta válvula antes del accidente; consideró que esta fuga explicaba el calentamiento del agua.

Por último el operador no consultó el nivel del tanque de alivio puesto que, en lo que se refería al circuito primario, concentraba su atención sobre otro aparato de medida, el que indicaba el nivel de agua en el presionador. En efecto, durante todos los transitorios en el circuito primario, el operador debe respetar una consigna estricta, «no perder la burbuja de vapor en el presionador»: cuando el nivel de agua sube hasta el nivel más alto del presionador, el operador no dispone del colchón de vapor necesario para regular la presión, el circuito primario está enteramente lleno de agua en fase líquida (lo que los especialistas llaman paradójicamente «el estado sólido» del circuito) y todo transitorio se traduce por unas variaciones brutales de la presión, que fatigan la envoltura metálica que contiene el refrigerante primario.

Ahora bien el nivel de agua en el presionador a lo largo del accidente no dio indicaciones

fiabiles, puesto que el aparato estaba lleno de una emulsión agua-vapor y no había ya separación entre las fases líquida y vapor. Los explotadores de TMI no estaban preparados para este tipo de situación. Aquí había por tanto una insuficiencia al nivel de los conocimientos en los que están basadas las consignas, y al de los programas de formación del personal de explotación⁽²⁾.

Ante el elevado nivel del presionador, ignorando que ya no significaba nada y creyendo que su válvula había vuelto a cerrarse, el operador pensó que estaba introduciendo demasiada agua en el circuito y paró manualmente el sistema de inyección de emergencia. A partir de ese momento, no se reemplazaba el agua que salía del circuito. Se entraba en una situación de daño con parada total del sistema redundante de inyección de seguridad.

En TMI hubo un segundo suceso completamente independiente, que afectaba al material del lado secundario: la bomba accionada por turbina y los dos motores de emergencia se habían puesto en marcha automáticamente y el agua de emergencia debería haber entrado en los generadores de vapor, permitiéndoles de esta manera cumplir su función de extraer el calor. Ahora bien, el agua no pudo hacerlo, puesto que las dos válvulas situadas sobre los colectores, entre las bombas y los

2. Un incidente muy parecido tuvo lugar en septiembre de 1977 en el reactor americano del mismo tipo (Davis Besse) y los operadores habían cometido el mismo error de interpretación que en TMI-2. El accidente no tuvo consecuencias, ya que la potencia era pequeña, y se pudo volver a cerrar la válvula después de veinte minutos.

generadores de vapor, estaban cerradas en lugar de abiertas. Se trata aquí de un error del operador; estas válvulas se cierran por regla general una vez al mes para proceder al ensayo reglamentario de las bombas; el procedimiento indica que después del ensayo, el operador debe verificar que se han vuelto a situar en posición abierta. El ensayo tuvo lugar en TMI-2 algunos días antes del accidente, pero no el control de posición. Este fallo no tuvo una influencia determinante sobre el desarrollo del accidente, por lo que se refiere al comportamiento termohidráulico del sistema, teniendo en cuenta que las válvulas se volvieron a abrir rápidamente. En cambio, la situación perturbada a la que tuvo que hacer frente en el secundario complicó probablemente la tarea del operador.

La degradación de la situación

Hacia el minuto quinto, la situación se degrada rápidamente: el circuito primario se vacía y los generadores de vapor están a seco por el lado del secundario. La presión baja, las temperaturas suben, y hacia el minuto sexto, se alcanzan las condiciones llamadas «de saturación»; el fluido primario está en ebullición. Es un medio eficaz de extracción de calor, que por otra parte puede utilizarse en ciertas circunstancias excepcionales. La temperatura media aumenta poco a poco y la presión se estabiliza a la presión de saturación correspondiente a la temperatura. Las bombas transportan una mezcla de agua y vapor, la proporción de vapor aumentaba con

el tiempo. El núcleo está convenientemente refrigerado, al menos al principio. El fluido primario se evacua en el tanque de alivio; las válvulas de este tanque se abren, pero no bastan y a los quince minutos los discos de ruptura ceden: a partir de ese momento, se establece una comunicación permanente entre la atmósfera del recinto de contención y el circuito primario.

En el lado del secundario con la apertura de las válvulas, dado que los operadores habían detectado el error anterior, la situación se restablece progresivamente, los generadores de vapor reemprenden su función de extraer el calor del primario y las temperaturas van a bajar. Se establece un régimen de pseudo-equilibrio: el calor residual del núcleo y la energía aportada al fluido primario por las bombas se evacua hacia el exterior por la abertura; hay poco intercambio en los generadores de vapor puesto que la presión y las temperaturas están prácticamente equilibradas en los dos lados, pero los generadores de vapor juegan el papel de un regulador que estabiliza la presión.

Este es un pseudo-equilibrio ya que continúa la pérdida de fluido primario. El porcentaje de vapor en el fluido no deja de aumentar y las bombas de recirculación tienen dificultades: cavilación, vibraciones. A la 1h 30', a continuación a la 1h 40', el operador para las bombas de circulación de un lazo, después del otro. Confía en que se va a restablecer una recirculación natural (fenómeno de termosifón).

De hecho se va a producir una separación de las fases en el circuito primario, acumulándose el vapor en las zonas altas, reagrupándose el agua en las zonas bajas. El nivel en la vasija comienza a descender: el núcleo se está quedando al descubierto. La refrigeración del combustible se hace menos eficaz, las temperaturas de la vaina aumentan mucho y alcanzan y luego sobrepasan los 1.500° C, temperatura a partir de la cual el circonio reacciona químicamente con el vapor de agua para formar óxido de circonio e hidrógeno. Esta reacción desprende calor y por tanto aumentan todavía más las temperaturas; llegándose a alcanzar la temperatura de fusión del óxido de uranio. Esta fase, sin duda la fase más crítica de todo el accidente, dura alrededor de 1h 30' (desde la 1h 42' hasta las 3h 20').

Uno se asombra de que los operadores no comprendieran lo que estaba pasando durante este período. De hecho aquí lo que está en entredicho es el diseño más que el hombre. Las indicaciones de que disponía este último no eran válidas más que en operación normal; durante el accidente propiamente dicho, carecían de significado físico. Todos los análisis post-accidentales han insistido en el hecho de que el operador no estaba ni siquiera informado del «margen frente a la ebullición», que le habría hecho comprender enseguida que el agua hervía en su reactor.

El final de la secuencia accidental

El operador aisló la fuga del presionador cuando tomó conciencia de ella, pero el núcleo ya estaba al descubierto. Solamente a las 3h 20' la puesta en marcha manual de la inyección de agua fría al circuito primario, permitió restablecer una cierta refrigeración del núcleo. Los daños causados a los elementos combustibles eran considerables y una parte importante de los productos de fisión gaseosos y volátiles pasaron al fluido primario. Como éste estaba en contacto con el recinto de contención, al menos hasta el cierre de la válvula de alivio, la radiactividad pasó, al menos en parte, a la contención y activó las alarmas. La radiactividad del agua del primario, conducida por ciertos circuitos auxiliares, que no están enteramente dentro de la contención, fue tan elevada que las fugas que existían en el circuito provocaron niveles de radiactividad elevados en los edificios auxiliares e inquietud en la sala de control.

3h 20' después del inicio del accidente se declaró la situación de emergencia. Se reintrodujo agua fría en el circuito primario, lo que supuso una mejor refrigeración del núcleo. Pero esta operación no se realiza sin dificultades, debido a la temperatura tan elevada que se alcanzó en una parte del núcleo, por un lado, y debido a la presencia de una gran cantidad de gases incondensables, esencialmente de hidrógeno, que bloquea toda circulación. Hacia las 4 horas, parece que el

núcleo se había refrigerado un poco, pero el mal está hecho y los daños son considerables. Alrededor de un tercio del combustible ha fundido, la mitad de los productos de fisión gaseosos (xenón y kriptón) han sido liberados al circuito primario, así como el yodo volátil y otros productos tales como el cesio. La actividad radiactiva del agua del circuito primario es enorme: ha alcanzado 800.000 curios por m^3 (en funcionamiento normal, ésta es inferior a $1 \text{ Ci}/m^3$ y el límite máximo admitido es del orden de $200 \text{ Ci}/m^3$). Este agua radiactiva se derramó dentro de la contención a través de la abertura del circuito primario; en la atmósfera de la contención hay gases radiactivos y yodo depositados que provocan un nivel elevado de actividad. En el fondo de la contención hay 2.400 m^3 de agua que proviene del circuito primario⁽³⁾. Pero se mantiene la integridad de la contención, la tercera barrera cumple correctamente su función, se ha contenido toda esta radiactividad.

Sin embargo una cierta cantidad de radiactividad se escapó de la contención, ya que ésta sólo estuvo aislada 4 horas después del inicio del accidente. Se trata únicamente de productos radiactivos gaseosos, que pasaron a los edificios auxiliares recogidos a través de las ventilaciones y finalmente liberados a la atmósfera circundante. No tuvieron ningún efecto significativo para el medio ambiente.

3. Que corresponde a una capa de agua de alrededor de 2 m, en el fondo del edificio.

La crisis del 28 de marzo por la tarde al 2 de abril al mediodía

Los explotadores descubrieron la presencia de una burbuja de gas incondensable (esencialmente hidrógeno) en la parte superior de la vasija, durante la noche del 28 al 29 de marzo o durante la jornada del 29. La Comisión Reguladora Americana (NRC) por su parte —que había enviado rápidamente inspectores sobre el propio terreno, desde el momento del anuncio de una situación de emergencia— sólo tuvo conocimiento de ello un poco más tarde, el viernes 30 de marzo, cuando el explotador comunicó la pequeña explosión de hidrógeno que había tenido lugar en la contención, durante el transcurso del accidente. Indiscutiblemente reinó una cierta confusión durante 5 días, entre el explotador y la NRC por un lado, entre los técnicos *in situ* y las autoridades de Washington por otra. Esto constituye un «al margen» del accidente de Harrisburg extremadamente importante para todos aquellos que se han interesado por la gestión de la crisis y las reacciones de la opinión pública⁽⁴⁾.

Una vez restablecida la circulación del fluido primario el 28 de marzo a las 20 horas, el examen de las variaciones del nivel del presionador, en función de la presión y temperatura del fluido, condujo al explotador a concluir que subsistía, en la parte superior de la

4. El accidente nuclear de Three Mile Island, Misión de estudios sobre el desarrollo de la crisis, Sofedir, 4 de junio de 1979.

vasija, una burbuja de gases incondensables. El volumen de esta burbuja no se podía evaluar más que de forma indirecta, ya que no había ninguna instrumentación directa en la vasija. Está claro que ésta estaba esencialmente compuesta de hidrógeno producido en el momento del sobrecalentamiento de las vainas de circonio.

De hecho, y esto ha sido reconocido por la NRC, el riesgo de explosión era prácticamente nulo, puesto que en las condiciones que se daban en la parte superior de la vasija (a presión, en atmósfera reductora), no podía quedar el oxígeno necesario para la explosión. Los explotadores habían analizado correctamente la situación; necesitaron varios días para convencer a la NRC, y esta incertidumbre, reflejada por los medios de comunicación, mantuvo un «suspense» dramático sobre Harrisburg durante varios días. Una vez obtenida la autorización de la NRC, el explotador evacuó progresivamente esta burbuja disolviendo los gases en el agua del primario, evacuándolos después a través de un venteo en la parte superior del presionador.

En lo que se refiere al hidrógeno presente en la contención, estaba previsto un sistema de recombinación catalítica; su instalación exigió varios días debido a las dificultades provocadas por el elevado nivel de radiactividad en la contención, y a continuación las operaciones se desarrollaron de forma satisfactoria.

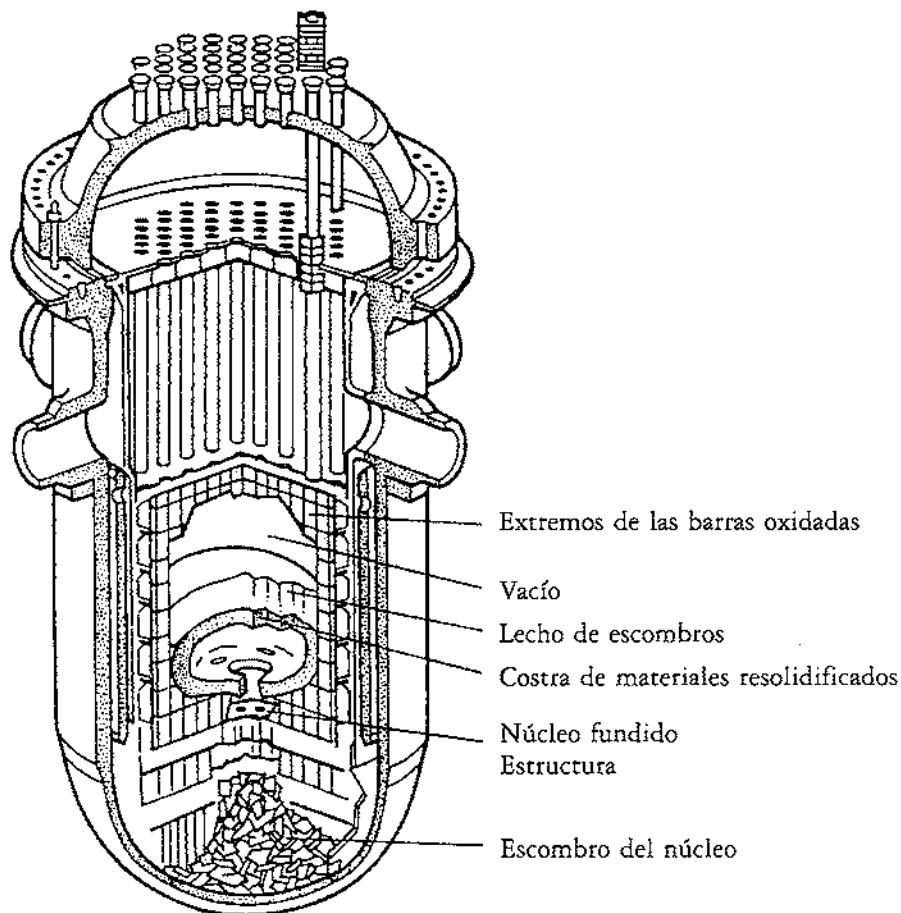
La cuestión de los efluentes radiactivos era más delicada. Había fuera de la contención

una importante cantidad de agua radiactiva y gases radiactivos almacenados en depósitos situados en los edificios auxiliares. La continuación de la refrigeración del núcleo provocaba, por el cauce de los circuitos anexos conectados al circuito primario, la producción de cantidades adicionales de efluentes radiactivos que no se podían liberar a la atmósfera y que por tanto había que almacenar. Así que se hicieron un cierto número de transvases después del accidente, y principalmente el viernes 30 de marzo; el explotador volvió a enviar a la contención algunos efluentes radiactivos para vaciar los depósitos de almacenamiento. Durante estos transvases, se produjeron algunas fugas, con liberación de radiactividad a la chimenea. Estos vertidos eran pequeños pero provocaron, tanto en la opinión pública como en el ánimo de las autoridades del Estado de Pensilvania, una inquietud extrema que condujo a tomar medidas de evacuación infundadas, de las que la prensa naturalmente se hizo eco ampliamente en aquel momento.

Three Mile Island, 15 años después

En 1988 se inició un programa internacional de investigación. Después de la evacuación de los escombros, se examinó el fondo de la vasija, se tomaron muestras en febrero de 1990. Las principales conclusiones son las siguientes:

- La temperatura de la pared interna se mantuvo entre la temperatura del agua



El núcleo de TMI después del accidente. En el momento del accidente, se fundió una fracción importante del núcleo, alrededor del 30%, cuando el nivel del agua dejó al descubierto los elementos combustibles. La puesta de nuevo en marcha de la inyección de agua condujo a una solidificación progresiva. Análisis ulteriores han confirmado que la vasija, incluso en la parte en contacto con el metal en fusión, había conservado su resistencia. La segunda barrera desempeñó pues perfectamente su papel y demostró que un accidente grave del núcleo puede mantenerse confinado.

(340°C) y la temperatura de transición austenita-ferrita (720°C), salvo en una zona caliente limitada, de alrededor de 1 m de diámetro, donde alcanzó los 1.100°C durante 30 mn. Se produjeron fisuras poco profundas (5 mm) en el revestimiento durante el enfriamiento.

- Una primera capa de escombros de espesor variable, compuesta por materiales cerámicos, se solidificó debido al contacto con el fondo de la vasija que estaba más

fría. Ésta protegió térmicamente la parte inferior de las penetraciones y el fondo de la vasija contra posteriores derrames de corium (mezcla de combustible y materiales estructurales fundidos). La zona caliente proviene del menor espesor de la capa de protección en este lugar.

- El análisis de los márgenes hasta la ruptura por fluencia a temperatura y presión, muestran que la zona caliente no podía en sí misma conducir a la ruptura, ya que

el resto del fondo de la vasija que la rodeaba estaba a una temperatura muy inferior. Si la zona caliente hubiera sido más extensa, o si la temperatura de la zona exterior se hubiera aproximado a 727°C, la ruptura se hubiera podido producir, en menos de dos horas, a una presión de 100 a 150 bares (la presión en el reactor llegó aproximadamente a 150 bares cinco horas después del accidente). Sin embargo, no se ha observado ninguna fluencia significativa en esta zona más fría. Por tanto se produjo una refrigeración adicional en el fondo de la vasija, debido a la presencia de agua en los intersticios, entre el metal de la vasija y la capa protectora de escombros, lo que aportó un margen adicional.

El mantenimiento de la integridad del fondo de la vasija constituyó una línea de defensa esencial en el accidente de Three Mile Island. Este es un dato que hay que tener en cuenta en los estudios de accidentes graves. Pero los exámenes han demostrado que se hubiera podido producir una rotura por fluencia en condiciones de temperatura y presión elevadas. Se pueden sacar las siguientes conclusiones en términos de procedimientos para la gestión de accidentes:

- La inyección del agua de refrigeración desempeña un papel esencial para la refrigeración del núcleo y también para limitar la temperatura de la vasija.
- La reducción de la presión puede permitir evitar una rotura por fluencia.

- No hubo interacción termodinámica combustible-agua en TMI. Este fenómeno no queda excluido a baja presión y debe ser estudiado. La despresurización sin embargo debe seguir siendo prioritaria.
- La vasija es una barrera de confinamiento importante, incluso en presencia de corium. Se necesitan sin embargo estudios adicionales para conocer las posibilidades de enfriamiento de la vasija por la parte exterior y reducir de esta manera sus riesgos de fallo.

Se han iniciado varios programas internacionales sobre estas diferentes cuestiones.

Se procedió a la descontaminación TMI-2, después de la evacuación del combustible, limpieza del primario y tratamiento del agua por evaporación; desde finales del 93 la central se encuentra en régimen de almacenamiento vigilado. Se prevé una vigilancia periódica del edificio del reactor (protección contra incendios, calefacción y ventilación). Este régimen permite esperar el desmantelamiento formal al mismo tiempo que la unidad 1, dentro de veinte años. TMI-1 volvió a arrancar en 1985, después de un trabajo importante, dentro de la propia central, para volver a motivar al personal y garantizar el mantenimiento de las lecciones aprendidas de TMI-2, y fuera de ella, para reconquistar la confianza del público. Esta unidad tiene ahora excelentes resultados.

5.2. Las lecciones aprendidas del accidente

TMI ha representado un giro decisivo para la seguridad nuclear, particularmente en Francia donde empezábamos a poner en funcionamiento las primeras centrales del amplio programa de Reactores de Agua a Presión (REP). Inmediatamente, se iniciaron intensas reflexiones entre EDF y las Autoridades de Seguridad cuyos primeros resultados se presentaron a partir del 20 de julio de 1979. Se llegó a un consenso, confirmado por completo después a nivel mundial, con relación a las importantes lecciones que convenía extraer, para traducirlas en mejoras que aportar a las instalaciones francesas.

Una interfase diseño-explotación insuficiente

TMI ha revelado que accidentes más graves que los previstos durante el diseño, para los cuáles se habían instalado sistemas de prevención y reducción de consecuencias, podían ocurrir de improviso debido a la conjunción de fallos menores, pero múltiples, y de errores humanos. Si se produjera una degradación importante del núcleo, la magnitud de sus posibles consecuencias en términos sanitario o social, económico y político, cambiaría de escala con respecto a lo que normalmente se preveía hasta entonces.

Sin que haya que reconsiderar el propio principio de defensa en profundidad —muy al contrario, la principal función del recinto de

contención de TMI, que ha protegido completamente al público de cualquier daño significativo para la salud, demostraba estar bien fundado—, en adelante hacía falta ir más lejos para estar prevenidos de la eventualidad de sucesos hasta ahora no previsibles, pensando en establecer líneas de defensa adicionales. Estas líneas de defensa deberían asegurar la coherencia entre el diseño y las condiciones de explotación que habían fallado en TMI. El conjunto del plan de acción que se puso en marcha en Francia iba a encaminarse hacía este objetivo.

El factor humano

El error cometido por los operadores de TMI ha pesado mucho sobre la génesis de los acontecimientos. Los análisis *a posteriori* han demostrado que si ésta no era precisamente previsible, tampoco se había hecho nada para que se reunieran las condiciones que hubieran podido evitarlo, bien al contrario: interfase hombre-máquina inadaptada, procedimientos en caso de accidente imprecisos e incompletos, estudios científicos insuficientes de las condiciones de trabajo en sala de control (informaciones no jerarquizadas, poco claras y ambiguas), falta de redundancia humana, desconocimiento del comportamiento de la máquina en situación anormal.

Más generalmente y como en aeronáutica, TMI ha mostrado que el hombre, cuya fiabilidad será siempre algo incierta, debe ocuparse de tareas adaptadas a su capacidad natural. Con

tal de disponer de los medios de diagnóstico apropiados, de una formación científica suficiente y del entrenamiento necesario, en particular con ayuda de simuladores, el hombre tiene una función clave que desempeñar en situaciones anormales complejas cuando el tiempo permite analizar y tomar decisiones no planificadas, lo que se puede hacer durante el desarrollo de un accidente grave. En cambio, toda actuación de seguridad que se tenga que decidir con urgencia, se debe automatizar y toda acción inoportuna, cuyas consecuencias podrían ser perjudiciales a corto plazo, debe ser prohibida mediante bloqueos irreversibles durante plazos suficientes.

El retorno de la experiencia y preparación contra los accidentes

No se ha producido jamás ningún accidente o suceso serio sin que se hayan producido signos precursoros que le hayan precedido, «alarmas» de valor incalculable a condición de haberlas identificado, analizado y explotado en términos de correcciones que aportar a las instalaciones existentes, sobre todo del mismo tipo. El incidente de David Besse⁽⁵⁾ era de éstos, de forma injusta para TMI, pero no se le había tenido en cuenta. El sistema de explotación de las lecciones aprendidas de la experiencia de un parque nuclear, principalmente en Francia y en los EE.UU., es hoy la garantía de un progreso decisivo en este campo.

5. Cf. nota de la página 96.

A falta de una planificación de conjunto, que pudiera prever todos los tipos de sucesos que llegaran a alcanzar una gravedad tal, la gestión de la crisis TMI en los EE.UU. ha sido un modelo de improvisación y de confusión. Si bien afortunadamente no se han producido consecuencias para la población ni para el medio ambiente, el perjuicio social y político ha sido inmenso. Mucho antes de Chernobyl, el ejemplo de TMI ha hecho tomar conciencia de la importancia de esta preparación ante todo para la salvaguardia del público y los bienes, pero también en los campos mediático y político.

5.3. El plan de acción post-TMI: el caso francés

180 temas de estudio reagrupados en 46 acciones constituyeron el plan de acción «Post-TMI» presentado por EDF a las Autoridades de la Seguridad francesas y aprobado por estas últimas con unas peticiones de análisis complementarios. Las modificaciones de los materiales y procedimientos que se dedujeron de estos análisis o estudios recibieron el acuerdo de las Autoridades de Seguridad antes de su ejecución. La puesta en marcha del plan en su totalidad para el conjunto de las centrales en servicio o en construcción requirió 10 años.

El plan incluía 11 temas técnicos principales

1. Interfase entre el diseño y la explotación.
2. Formas de enfriamiento del núcleo del reactor.

3. Circuito primario.
4. Dispositivos de seguridad.
5. Edificios auxiliares y edificio combustible.
6. Efluentes radiactivos.
7. Control-mandos.
8. Cualificación de los equipos.
9. Situaciones no consideradas en el diseño.
10. Fiabilidad de los circuitos importantes para la seguridad.
11. Plan de emergencia.

Lo ilustramos a continuación mediante la breve presentación de las acciones relativas a algunos temas de entre los más representativos de las lecciones que hemos comentado. Se refieren respectivamente a los temas técnicos 1, 2, 7 y 9.

La mejora de la sala de control

Las modificaciones de la sala de control se han definido después de investigaciones sobre diversos equipos de guardia, estudio del comportamiento, grabación en vídeo de los operadores con los simuladores y análisis por interacciones sucesivas en una maqueta de tamaño natural construida para este fin. Son de dos tipos: informaciones adicionales de ciertos sistemas de seguridad (alarmas, estado de las válvulas por ejemplo) y las mejoras sobre los estudios de las condiciones de trabajo. Desde este último punto de vista, se

ha revisado la disposición de los indicadores y de los mandos para mejorar la operación:

- Reagrupamiento de todos los mandos ligados funcionalmente.
- Localización de las zonas funcionales por medio de fondos coloreados.
- Clarificación de las leyendas de los equipos y de los sistemas.
- Utilización de tipos de símbolos diferentes para los mandos de las máquinas de revolución y los mandos de las válvulas.
- Utilización de sinópticos activos como complemento de los sinópticos pasivos.

La adición de un panel de seguridad

Los riesgos potenciales de un error humano, por parte de los operadores, pueden reducirse mucho gracias a la ayuda informática instalada mediante un panel de seguridad. Este último presenta en pantalla y en color informaciones en forma de diagramas, reagrupando de manera resumida un conjunto de parámetros importantes en situación accidental. Se aporta también asistencia a los operadores para la formulación de diagnósticos y la elección y aplicación de los procedimientos apropiados en caso de anomalías.

En la práctica, el operador puede obtener de esta manera a su conveniencia: la identificación del primer defecto, la vigilancia de los instrumentos de un sistema que actúa modificando el estado de una máquina, ciertos

parámetros como el margen hasta ebullición, las funciones de seguridad y la ayuda para la aplicación de los procedimientos de emergencia.

El ingeniero de seguridad

Igualmente dentro del enfoque de la prevención del error humano, y para disponer de una redundancia humana para la vigilancia y la operación de la central en circunstancias anormales u accidentales, se ha incorporado de forma permanente en cada central un Ingeniero de Seguridad y Radioprotección, llamado ISR⁽⁶⁾. Se le requiere en la sala de control en caso de transitorio importante (parada de emergencia, inyección de seguridad por ejemplo) o en el caso de un suceso anormal susceptible de degenerar en accidente grave. Mientras el comportamiento se mantenga dentro del marco de los procedimientos «basados en los síntomas», se realiza bajo la responsabilidad del jefe de turno con la ayuda del ISR. Cuando las circunstancias imponen el paso a la operación siguiente «el enfoque por estado» (véase el párrafo siguiente), el ISP decide, se le transfiere la responsabilidad.

Modos de refrigeración del núcleo-el enfoque por estados

Hasta TMI, los procedimientos incidentales y accidentales daban a los operadores las consignas a seguir en el caso de un suceso iniciador

único claramente identificado y definido. Construidos sobre una base «basada en los síntomas», estaban completamente inadaptados para la situación compleja y evolutiva con que se toparon en TMI, donde los explotadores tuvieron que hacer frente a una acumulación de fallos materiales o humanos simultáneos o escalonados en el tiempo, sin estar en condiciones de hacer un diagnóstico satisfactorio con ayuda de los procedimientos de que disponían.

Paliar estas dificultades multiplicando el número de las secuencias estudiadas no era evidentemente una buena solución: la elección del procedimiento correcto dependía de la exactitud de un diagnóstico problemático, cuya reactualización era por añadidura casi imposible en el caso de que el sistema no evolucionara conforme a las previsiones. Una vía radicalmente diferente se imponía para guiar al explotador en este tipo de situación perturbada.

La idea básica del desarrollo de un nuevo enfoque emprendido por EDF con la cooperación de Framatome es la siguiente: si las secuencias accidentales pueden multiplicarse hasta el infinito, los estados termohidráulicos degradados de la caldera que resultan de ellas, de los que depende estrechamente la evacuación de la potencia residual, son limitados. La medida de los parámetros físicos y su evolución debe entonces permitir a los operadores identificar los estados termohidráulicos de la caldera y, en función de estos

6. La idea del ISR fue por primera vez propuesta por J. Bourgeois.

estados, tomar las medidas necesarias para la evacuación de la potencia residual, sin tener verdadera necesidad de conocer la naturaleza y la concatenación de los sucesos anteriores a la degradación, en otras palabras «olvidando el pasado».

La incorporación de procedimientos por estado ha requerido estudios previos, largos y de gran amplitud, principalmente la puesta a punto y la instalación de medidas de parámetros termohidráulicos adicionales. Se ha efectuado progresivamente alrededor de los años 1985 en las centrales en funcionamiento. Revelándose una herramienta muy poderosa para que después de un incidente o un accidente declarado, los daños en el combustible y las descargas radiactivas sean tan limitados como sea posible. Constituye una línea de defensa adicional de la defensa en profundidad, puesto que uno no se limita sólo a combatir las consecuencias de los incidentes o de los accidentes postulados, por tanto previstos, sino que se busca prevenir o limitar los daños al núcleo sea cuál sea su origen. Dada la magnitud del progreso resultante de este método, desde 1990 está en vías de realización para el conjunto de los procedimientos accidentales de las unidades nuevas del tipo 1.300 o 1450-N4, que entrarán en servicio y para las que la totalidad de los procedimientos por suceso se ha reemplazado por matriz general que enlazará estados y acciones correctoras.

Instrumentación adicional

A los operadores de TMI les han fallado dos parámetros físicos claves que rigen el estado y el comportamiento termohidráulico de un sistema, como una caldera nuclear refrigerada por agua a presión, para comprender lo que había pasado durante varias horas, formular un diagnóstico precoz de la situación (identificación de una incorrecta refrigeración del núcleo) y proceder a tomar acciones correctoras simples antes de la fusión parcial del núcleo: el margen hasta ebullición y el nivel de agua en la vasija.

En los REP 900 y 1.300 MWe se ha instalado un sistema de vigilancia del margen hasta ebullición, necesaria para la vigilancia por estados, y anunciada en los paneles de seguridad. Se efectúa con ayuda de un ordenador que trata a la vez las medidas proporcionadas por los termopares del núcleo y las medidas de temperatura y presión del circuito primario. Con respecto a los REP 1.300 MWe, se ha añadido la vigilancia del nivel de la vasija basada en la medida de la presión diferencial entre la parte superior y el fondo de la misma.

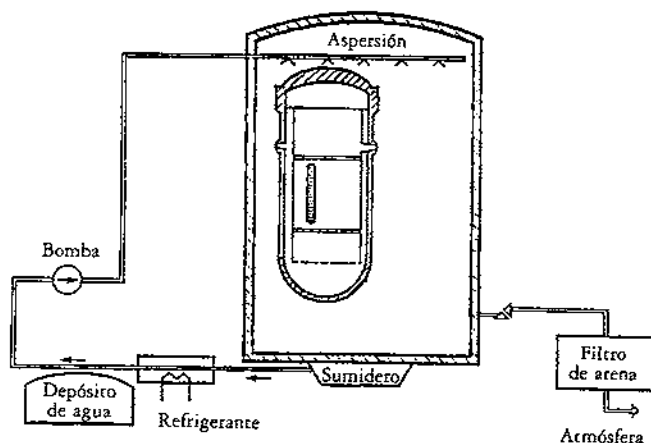
Las situaciones no consideradas en el diseño

Desde 1975, esto es 4 años antes de TMI y siguiendo la línea de los resultados del estudio Rasmussen, EDF había estudiado la pérdida total de ciertos sistemas importantes para la seguridad, como el circuito de refrigeración

intermedio o el circuito de alimentación de agua de emergencia de los generadores de vapor (ASG), cuyo fallo total no estaba postulado en los análisis clásicos dada la redundancia de la que están provistos. TMI ha demostrado lo bien fundado de estos estudios y las Autoridades de Seguridad pidieron que se prosiguieran y que se acompañaran sistemáticamente de procedimientos con vistas a reducir la probabilidad de degradación del núcleo en tales eventualidades. Los trabajos correspondientes desembocaron en dos tipos de procedimientos nuevos, los procedimientos «H» (por «no considerados en el diseño») cuyo objetivo era prevenir la fusión del núcleo en caso de pérdida total de los sistemas de seguridad redundantes y los procedimientos «U» (por «últimos») con el objetivo de

reducir las descargas radiactivas al exterior en caso de que fallaran los procedimientos. Las unidades de 900 MWe se han modificado en consecuencia, mientras que el diseño de los modelos más recientes (1.300 MWe y 1.450 MWe) han incorporado directamente las exigencias que resultaban de ellos.

Cinco procedimientos H tratan sobre la pérdida de la fuente fría de alimentación de agua a los GV, de la alimentación eléctrica, de los sistemas de inyección de emergencia y de rociado de la contención. Si la integridad del núcleo se ve amenazada pese a utilizar estos procedimientos, el ISP manda a los operadores abandonar los procedimientos secuenciales y aplicar los de emergencia por estados, llamados originalmente «U1», para



La «última» barrera: la contención. Dentro de las tres barreras que aseguran, en caso de accidente, el confinamiento de los productos radiactivos frente al medio ambiente, la tercera, la contención, juega un papel de última protección. Dentro del marco de las lecciones aprendidas del accidente de TMI, ha sido reforzada en Francia mediante la introducción de un sistema de ventilación conectado a un filtro que permite, en situación accidental grave donde la presión interna se elevaría en la contención, mantener la integridad global de esta última, limitando las descargas radiactivas al medio ambiente.

evitar o retrasar el deterioro del núcleo. Se utilizan otros dos procedimientos «U» para garantizar la hermeticidad de la contención y del revestimiento del suelo. Por último, el procedimiento U5 prevé la despresurización de la contención a través de los filtros de arena si la presión llegara a aumentar de forma peligrosa; de esta manera se preservaría la integridad de la contención y se filtrarían y controlarían las descargas, la cantidad de radiactividad liberada al exterior se reduciría en una muy amplia proporción.

A modo de conclusión sobre TMI

El revuelo mediático de TMI fue considerable durante los cinco días que duró la crisis, (el arzobispo de Harrisburg impartió una bendición de extremaunción a sus habitantes, el 2 de abril), sobre todo en los EE.UU., y en todo Occidente. Hoy todavía, con todos los excesos inevitables en esas circunstancias, se sigue calificando de «catástrofe» a TMI por un accidente que no causó ni un sólo muerto, ni un sólo herido o irradiado de forma significativa. TMI ha sido beneficioso para la seguridad nuclear. Se le debe la exhaustividad y la coherencia de la gestión actual.

5.4. 1979-1986. ¿Cómo garantizar la seguridad durante la explotación?

El período 1979-1986 ha estado marcado principalmente por las lecciones aprendidas del accidente de Three Mile Island. En efecto,

sólo después del accidente de Three Mile Island ha sido cuando se ha concedido a la seguridad de explotación toda la atención que merecía. De este accidente han nacido varias consideraciones esenciales, principalmente la importancia de los procedimientos de explotación, la necesidad de proporcionar al operador toda la formación deseada, la mejora de la interfase hombre-máquina, la difusión de la experiencia adquirida durante la explotación, la obligación de tener planes de emergencia eficaces y, por último, los inconvenientes de la rutina a todos los niveles jerárquicos. Estos problemas recibieron entonces en la mayoría de los países toda la atención que requerían. A este respecto ha sido muy sintomática la creación en los EE.UU. de un Instituto –INDO– especializado en la explotación de las centrales nucleares.

A lo largo de este período es cuando por fin se han aplicado en la práctica métodos probabilistas con el fin de mejorar la seguridad. Un ejemplo representativo es el dejar atrás el criterio llamado «de fallo único» citado anteriormente; siempre útil por cierto para diseñar los sistemas, pero que se revela insuficiente en la fase de análisis de la seguridad de la central en su conjunto. Hay casos en los que hay que tener en cuenta la posibilidad de una pérdida completa de los sistemas de seguridad redundantes, si las consecuencias correspondientes son demasiado graves. La única manera de tomar una decisión es hacer una evaluación probabilista. Algunos problemas complejos de seguridad, como una

avería eléctrica general en la central o el fallo total del sistema automático de parada, han sido resueltos con ayuda de evaluaciones probabilistas. En la toma de decisiones, hace falta fijar, aunque sólo sea de forma implícita, objetivos de seguridad. Con la perspectiva del tiempo, se da uno cuenta de que, desde el principio, nos hemos esforzado conscientemente para conseguir que los reactores de potencia sean más seguros que las otras industrias. Algunos países han traducido este objetivo general en una probabilidad máxima aceptable para un accidente de fusión del núcleo, o incluso un riesgo adicional máximo para una persona del público que viva cerca de la central. La formulación ha creado problemas hasta llegar a una presentación comprensible para los sectores políticos, pero la mayoría de los especialistas se pusieron de acuerdo sobre los ordenes de magnitud que hay que recordar para conseguir los objetivos técnicos de seguridad; el informe INSAG-3

publicado por el OIEA en 1988 debía hacer oficial este consenso.

El accidente de TMI representó también la ocasión para un acercamiento entre todos los organismos occidentales preocupados por las cuestiones de seguridad. Los acuerdos bilaterales se multiplicaron, tanto en el sector de la investigación como en el de la evaluación y regulación. Esta apertura ha sido muy positiva para la seguridad principalmente gracias a los intercambios que ha permitido sobre las lecciones aprendidas de la experiencia. Es lamentable que los soviéticos no hayan querido asociarse a ella. Este período ha estado en efecto marcado por un neto fortalecimiento de la seguridad de las centrales nucleares occidentales, mientras que la URSS y los países del Este pecaban de orgullo calificando TMI de accidente «capitalista» imposible de producirse en sus países.

6. Chernobil-Seguridad sin fronteras

6.1. 1986. El accidente de Chernobil. Los hechos

Contrariamente al reactor de agua a presión de TMI, el reactor RBMK⁽¹⁾ que equipaba Chernobil es muy diferente de los reactores en servicio en Francia. Por consiguiente no describiremos el accidente con el mismo detalle. Nos centraremos más bien en evaluar su significado, tanto para la seguridad de los reactores RBMK como para la de todos los tipos de reactores nucleares.

El 26 de abril de 1986 a las 01h 00, la unidad n° 4 de la central de Chernobil, situada a 100 km aproximadamente al Noroeste de Kiev, que consta de 4 reactores de 1.000 MWe en servicio y otros dos en construcción, explota y se incendia después de un ensayo escabroso a lo largo del cual los operadores enfrentados a un comportamiento de la instalación para el que no se les había preparado, no tuvieron las reacciones que hubieran permitido posiblemente preservar la seguridad. El incendio del bloque de granito que envolvía el núcleo durará 10 días. Unos diez millones de Curios se liberan inicialmente, lanzados a más de 1.000 m de altura, y recaen a corta, media y larga distancia; sobre el emplazamiento se descarga una actividad más o menos equivalente hasta la extinción del incendio.

1. Los RBMK utilizan grafito, como los primeros reactores franceses «grafito-gas», pero están refrigerados por agua corriente en ebullición, lo que les confiere unas propiedades muy específicas en todo lo que se refiere al control de la reacción en cadena y a la refrigeración del núcleo.

El balance a corto plazo (31 muertos, todos pertenecientes a la central o al personal que intervino, y de 2 a 300 personas gravemente irradiadas) es muy duro en sí, pero comparable a tantas catástrofes industriales, aeronáuticas o naturales. Pero son las consecuencias radiológicas a medio y largo plazo, para las poblaciones y el medio ambiente, las que son objetivamente más importantes y las que preocupan, con toda la razón, a los habitantes de las regiones afectadas por las descargas de radiactividad. Precisaremos la situación analizando sus elementos más adelante. Es dramático que una ciudad entera, Prypiat, además de varios pueblos y más tarde varias regiones, hayan tenido que ser evacuadas apresuradamente, y que decenas de miles de personas hayan sido irradiadas a niveles muy superiores a los límites aceptados para los trabajadores nucleares. Se teme que en los próximos 30 años aparezcan algunos miles de cánceres radio-inducidos, y ya se han detectado cánceres de tiroides en los niños. Varias decenas de miles de km² se han convertido en incultivables por mucho tiempo. Sin embargo la preocupación por el rigor y la objetividad obliga a precisar que muchos medios de comunicación han exagerado estas consecuencias. Dos ejemplos: fuera de la URSS, nadie ha recibido una dosis comparable a la que recibe cada año debido a la radiactividad natural, excepto en algunas regiones fronterizas; no se produjeron a causa de Chernobil, en las poblaciones más afectadas de la antigua URSS, las malformaciones que ciertas

cadenas de televisión nos han mostrado con complacencia.

Chernobil no es comparable a ningún otro accidente, ni por sus causas ni por sus consecuencias. No lo es tampoco por la forma en que el público lo percibe, especialmente en el Oeste de Europa donde las poblaciones han visto llegar lluvias radiactivas que no se esperaban. El impacto de este accidente en la

opinión pública se exageró por falta de informaciones precisas, por parte de la Unión Soviética, lo que ha favorecido el desarrollo de los fantasmas y de los rumores. El 28 de abril Suecia anunció que había detectado productos radiactivos que parecían provenir de la central de Chernobil, cuando todavía no había llegado ninguna noticia procedente de la URSS. Hoy disponemos de todos los elementos.

	Dosis acumulada en 50 años	
	En milirem	Relativa
Grecia	60	7
RFA-Italia	40	5
Bélgica-Francia	9	1
España-Portugal	1	0,1
Irradiación natural	7.000 a 14.000	1.000 a 2.000
Irradiación médica	2.100 a 3.500	300 a 400

Las consecuencias para Europa de la lluvia radiactiva de Chernobil. Los medios de comunicación han dramatizado frecuentemente las consecuencias de la nube radiactiva producida en el momento de la catástrofe de Chernobil. La tabla anterior fue realizada por los expertos de la Unión Europea en octubre de 1986, quienes calcularon las dosis adicionales de radiactividad recibidas por los habitantes de los diferentes países. Para tener en cuenta los productos de larga vida, como el Cesio, se da la dosis acumulada en 50 años. Si nos limitamos a la segunda columna, que da los valores relativos, para evitar emplear unidades complicadas como el milirem de la primera columna, se observa que para Francia, Chernobil representa un suplemento de menos de una milésima de la irradiación natural.

6.1.1. ¿Por qué se produjo el accidente?

Un diseño inadecuado

Los reactores RBMK diseñados al principio, tanto sino más para producir materias fisiónables de uso militar como para producir electricidad, tenían la particularidad de ser intrínsecamente inestables a baja potencia.

Esta característica debía conducir un día u otro a un accidente si un operador cometía errores; sólo nos podemos extrañar de que esto no haya sucedido antes. De hecho, han existido muchos «precursores», sin duda dos, uno de los cuáles data de los años 70, pero no fueron identificados como tales en aquel momento.

Los defectos de diseño, una parte de los cuáles se han corregido desde entonces, no se refieren sólo al problema esencial del elevado valor positivo del coeficiente de huecos (causa de la inestabilidad, ya que la reactividad crece cuando la potencia aumenta). Otros defectos jugaron igualmente un papel en el desarrollo del accidente, en la incompreensión de los operadores y la agravación de las consecuencias:

- Un sistema diabólico de parada de emergencia, que cuando se le requiere para parar el reactor, puede aumentar la reactividad y por tanto la potencia del reactor.
- El tiempo necesario para introducir las barras de control en el núcleo y de parada de emergencia, era de 20 segundos, cuando en los reactores occidentales es del orden de medio segundo.
- Pocos sistemas automáticos, lo que hacía que la seguridad de la operación dependiera de la cualificación del personal —de la que el profesor Legassov (de la Academia de las Ciencias de la URSS) ha dicho que disminuía con el tiempo— cuando el núcleo de un reactor de gran tamaño, como un RBMK, presenta inestabilidades espaciales de flujo difíciles de controlar sin sistemas automáticos avanzados y fiables.

Disposiciones y estudios de seguridad insuficientes

Diseñados en los años 60, los RBMK han disfrutado poco de la evolución de los conceptos, en materia de seguridad desarrollados en Occidente. Los estudios de seguridad se han aplicado ante todo al funcionamiento normal; el accidente base de diseño de la segunda generación de los RBMK, de los cuáles formaba parte Chernobil 4, sólo había tenido en cuenta la ruptura de las tuberías de vapor y no la posibilidad de ruptura de varios tubos de presión por donde circula el agua en ebullición de refrigeración (hay varios miles por reactor); bajo el suelo del reactor se habían colocado unas piscinas de relajación de la presión así como unas cavidades laterales estancas a la ruptura de un tubo de presión, pero no existía ningún confinamiento global del tipo de los que se han instalado en los reactores occidentales. Se ha subrayado esta falta de recinto de contención en nuestros países occidentales, ya que la presencia de una contención es lo que había permitido que el accidente de TMI no tuviera ninguna consecuencia para el exterior.

Además los estudios de seguridad no pueden detenerse con el accidente base de diseño; deben analizar las consecuencias de todas las situaciones posibles y prever, si llega el caso, las medidas que permitan limitarlas. Tales estudios sobre los RBMK hubieran puesto de manifiesto los errores de diseño

señalados más arriba y hubieran llamado la atención de los explotadores sobre los riesgos a los que se exponían.

Una interfase hombre-máquina inadaptada

Aquellos que han visitado las salas de control de los reactores RBMK se han quedado sorprendidos por la antigüedad del diseño y de los equipos utilizados. Los sistemas de recogida de datos son lentos, no existe un orden de prioridad entre las alarmas, ninguna presentación esquemática de los parámetros importantes para la seguridad cuando se están almacenando cerca de 4.000 datos; el ordenador y la impresora, que dan el margen de reactividad de las barras de control, están a 50 metros de la mesa de control. Se trata de una sala de control de una generación muy anterior a la de Three Mile Island, cuyas insuficiencias habían criticado ya vivamente las comisiones de investigación post-accidentales.

La falta de difusión de la experiencia de explotación

Aunque se trata también aquí de una de las lecciones más importantes de TMI, ninguna organización estaba en situación de informar, alertar, sensibilizar a los operadores, modificar los procedimientos para el análisis sistemático de los incidentes de explotación; los sucesos precursores de rupturas de tubos, acaecidos en Leningrado en el 75 y en Chernobil en el 82, no han conducido a que los operadores prestaran mayor atención a los

riesgos. Las lecciones importantes aprendidas en TMI, por parte de todos los responsables tanto de la explotación como de la seguridad nuclear en Occidente, han conducido a instalar sistemas de intercambio de información sobre los incidentes a nivel internacional, tal como el sistema IRS (Incident Reporting System); se ha tenido que esperar hasta 1988 para que se den informaciones significativas, a través del OIEA, sobre los sucesos de explotación en la URSS.

Consignas y especificaciones técnicas obsoletas

Desde 1986, numerosas declaraciones, análisis, conferencias han subrayado, como causa primera del accidente, las violaciones de las consignas, procedimientos, normas de seguridad por parte de los operadores de Chernobil. De hecho, se acusa claramente al diseño. Sin embargo, el comportamiento de los operadores soviéticos parece tan contrario al profesionalismo que debería ser inherente a todos los operadores de grandes instalaciones, que le lleva a uno a preguntarse sobre la calidad, la inviolabilidad, o incluso sobre la propia existencia de estas normas en las centrales soviéticas, normas que deberían haber estado presentes en la sala de control y que deberían haber sido regularmente recordadas a los operadores.

Una gestión que favorece los imperativos de la producción

Dos ejemplos demuestran que los métodos de gestión así como la falta de sensibilización sobre los riesgos, por parte de la dirección, han jugado un papel indiscutible en la génesis de los sucesos:

- El Académico V. Legassov ha escrito *que uno de los directores de la central se atrevió incluso a decir (antes del accidente): ¿Por qué se preocupan ustedes? El reactor nuclear es un hervidor de agua, es más sencillo que una central térmica, tenemos un personal experimentado y nunca pasará nada.*
- En un número de Pravda de enero de 1986, es decir 3 meses antes, se podía leer *«los cuatro reactores de Chernobil funcionan a plena potencia. En ellos trabajan especialistas experimentados y competentes. El compromiso de cada uno de ellos con su tarea asegura el éxito colectivo. El personal de la central ha decidido participar en la "competición socialista" conforme a las pautas superiores; a fin de conseguir que la producción anual de electricidad alcance los 29 mil millones de kWh desde el comienzo del año, el personal ha adoptado un ritmo frenético».*

Un programa de pruebas cuya preparación era casi inexistente

Una prueba fue lo que originó el accidente. Para intentar comprenderlo, hace falta analizar

cómo se había preparado. Parece que se habían programado los numerosos errores y violaciones de las reglas de seguridad. G. Medvedev⁽²⁾ dice que se había presentado el programa a las autoridades, quienes no habían contestado; pero *desde hacía varios años se realizaban algunas experiencias en la central de Chernobil a pesar de que sus programas se fijaban con gran negligencia, sin rigor y sin analizar los posibles incidentes de funcionamiento* y V. Legassov escribía:

«He guardado en mi caja fuerte las grabaciones de los operadores la víspera del accidente. Cuando se vuelven a leer estas notas le entran a uno escalofríos. Un operador telefona al otro y le dice: "Aquí, en el programa está escrito lo que hay que hacer, pero hemos tachado buena parte, ¿qué debo hacer?" Su interlocutor reflexiona un poco y responde "lo que tienes que hacer es lo que está tachado"». He aquí el nivel de preparación de unos documentos importantes.

En Chernobil ya se habían hecho experimentos del mismo tipo en 1982, 1984, 1985: este tipo de experimentos se habían convertido en rutinarios y sin control. Se daban todas las condiciones para que se produjera el accidente un día u otro.

Comportamientos que suponen una falta de Cultura de Seguridad

A través de lo que se acaba de decir, se adivina que no existía para nada lo que se llama Cultura de Seguridad. Los operadores no tenían ni idea de las características particulares de

2. Cf. «La verdad sobre Chernobil», Albin Michel, 1989.

los RBMK, ni de los riesgos que podía presentar un reactor del que numerosos ejemplares funcionaban sin problema; sólo la cultura de la producción tenía su sitio, cuando nunca se debe transigir sobre la seguridad. Pero como lo indicaba Legassov:

«No se debe señalar un único culpable como iniciador de los sucesos... no es justo culpabilizar únicamente al operador, puesto que el programa de ensayos estaba hecho por algún otro, un tercero pudo haber tachado el texto, un cuarto advertirlo y finalmente un quinto no aprobarlo».

En agosto de 1986, en el OIEA, los expertos soviéticos culpabilizaron de la mayor parte de los errores al personal de explotación, como lo habían hecho ciertas reacciones americanas inmediatamente después de TMI. En ambos casos hay por lo menos que matizar las apreciaciones; no carece de sentido distinguir entre falta y error, es un aspecto fundamental del factor humano dentro de la operación de las grandes instalaciones industriales. Hay falta si ésta es intencionada; sólo ésta merece una sanción; en muy raras ocasiones es imputable a los propios operadores, lo es mucho más a los responsables jerárquicos, quienes teniendo la capacidad de conocer y analizar los riesgos, no han sabido formar e informar a su personal. El error en la forma de actuar se produce generalmente porque se ha situado al personal en situación de cometerlo: falta de formación o de reciclaje, ausencia de Cultura de Seguridad y de sensibilización ante los riesgos, conocimiento insuficiente de las características físicas de la

instalación en condiciones diferentes de la operación normal, presentación engañosa de la información e instrumentación (interfase hombre-máquina) y por encima de todo, procedimientos inexistentes o inadaptados a la situación, mal redactados o confusos.

La tendencia natural de la sociedad es la de protegerse después de un suceso grave buscando una «víctima propiciatoria», evitando de esta manera que se tenga que poner en tela de juicio toda la cadena de responsabilidades; y la víctima propiciatoria más evidente, más natural, es el que o los que están directamente operando la instalación industrial en el momento del accidente, ya que tienen una parte de responsabilidad evidente. Detenerse en este nivel es peligroso, puesto que entonces se corre el peligro de perder gran parte de las lecciones que hay que aprender de los sucesos sobre todo frente a la gestión general, al papel de las autoridades de control, de los proyectistas, de los industriales, de la transmisión del conocimiento y finalmente de la insuficiente evaluación de la seguridad y de los riesgos.

En el accidente de Chernobil, el factor humano ha sido esencial, al menos tanto a nivel de los proyectistas, quienes no han advertido a los explotadores de los riesgos de estos reactores o al menos de sus características particulares, como al de las autoridades de control quienes no han comprendido que la formación y la cultura de los explotadores era insuficiente, o al de los propios operadores. Este accidente

revela también un completo desconocimiento de los elementos de base de la física de los reactores.

Un encadenamiento fatal

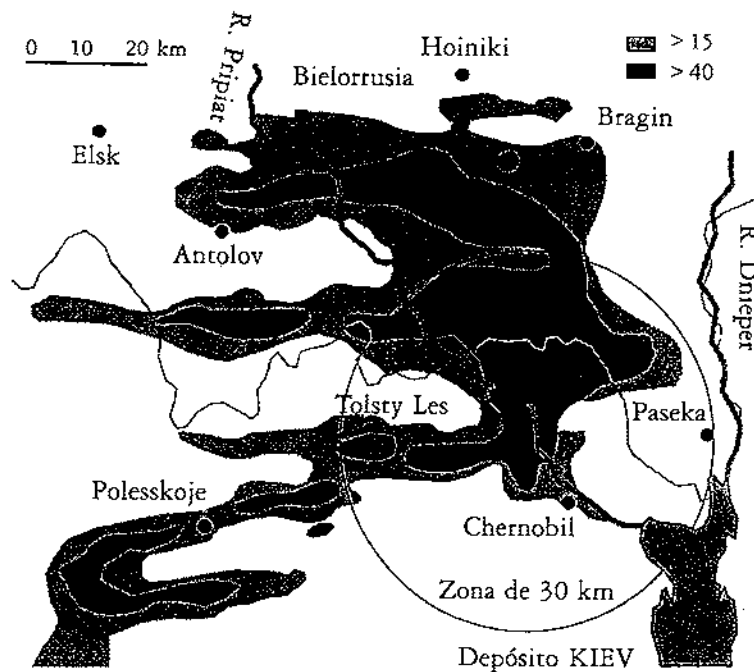
Los explotadores que querían realizar a cualquier precio la prueba, van a operar el «puchero de agua hirviendo» como una caja negra, sin preocuparse de su comportamiento físico y fijándose en un único parámetro: el nivel de agua dentro de los separadores (no hay que olvidar el accidente de Three Mile Island cuando igualmente los operadores sólo se ocuparon del nivel de agua en el presionador). Las características del reactor no parecen interesarles: una reacción en cadena perturbada debido a que se trabajaba a media potencia, escasa reserva de reactividad en las barras de control, potencia cuatro veces más débil de la que estaba prevista para realizar el experimento, fluido primario al límite de la ebullición, riesgo de cavilación de las bombas, supresión de las protecciones del reactor, etc.

Una vez que los operadores consiguieron que el fluido primario dentro del reactor alcanzara los límites de la ebullición, como preveía el programa y el nivel de agua parecía estabilizarse, decidieron empezar el experimento; la disminución del caudal de agua debido a la lentitud de las bombas condujo a un aumento del coeficiente de huecos dentro del núcleo, la potencia aumenta, la penetración de las barras de control después de la

parada de emergencia por la mañana a la 1h 23'40" añade reactividad, que todavía aumenta más la potencia, por tanto el coeficiente de huecos. Es un proceso auto-mantenido y ya nada puede impedir el aumento de la potencia y la explosión final después de la ruptura de los tubos de presión.

6.1.2. Recapitulación y análisis de las consecuencias radiológicas

Las emisiones radiactivas durante el accidente y los 10 días siguientes provocaron una contaminación muy importante del suelo a corta distancia (30 kilómetros de radio) y significativa (se ha hablado de «manchas radiactivas» a media distancia –200 a 300 kilómetros–) en toda la Rusia Europea. Éstas se repartieron muy desigualmente debido a las variaciones meteorológicas (intensidad y dirección de los vientos, inversiones de la temperatura, precipitaciones) que tuvieron lugar durante el período considerado. El lector que esté interesado en conocer con detalle los datos sobre la lluvia radiactiva podrá referirse al informe oficial de I. Kryslev, de la sociedad nuclear de la URSS, presentando en la Conferencia Internacional de París, en abril de 1991, sobre los accidentes nucleares y las lecciones aprendidas de Chernobil titulado «Contaminación radiactiva y consecuencias radiológicas del accidente de Chernobil».



La lluvia radiactiva de Chernobil en Ucrania y Bielorrusia. Las medidas de los depósitos de radiactividad sobre el suelo alrededor de Chernobil presentan una forma característica, llamada «en forma de manchas de leopardo». Los depósitos varían en función de la dirección y de la fuerza de los vientos durante la duración de las emisiones y también de las lluvias que hacen caer las partículas que están en suspensión en la atmósfera. Las medidas de protección se tomaron en base a las medidas locales, que se conocieron con retraso en la URSS.

El balance sanitario global

A finales de 1989, y sin duda alguna para atajar las dificultades de todo tipo que sufrían las múltiples regiones afectadas por las «manchas de leopardo», el gobierno de la URSS pidió oficialmente al OIEA «una evaluación internacional de la estrategia que utilizaba para permitir a la población vivir de forma segura dentro de las regiones contaminadas después del accidente de Chernobil y de la eficacia de las medidas adoptadas en estas regiones (repúblicas de Rusia, de Bielorrusia

y de Ucrania) para salvaguardar la salud de la población». El «proyecto internacional Chernobil» se creó como respuesta, con la ayuda de la CEE, de la FAO de las Naciones Unidas (Food and Agriculture Organization), de la ILO (International Labour Office), de la UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), de WHO (World Health Organization) y de la WMO (World Meteorological Organization). 200 expertos asociados con Centros de Investigación, Universidades y otros organismos de 25 países y de siete organismos internacionales,

formaron equipos internacionales de evaluación dentro de los diversos campos implicados, supervisados por un comité internacional de consulta a alto nivel y trabajaron durante 13 meses a partir de febrero de 1990. El informe de conjunto fue aprobado por el comité de consulta en el mes de marzo de 1991 y presentado ante una conferencia internacional en mayo de 1991.

A continuación resumiremos las conclusiones generales relativas a los cuatro campos que han dado lugar a investigaciones, estudios, informaciones, evaluaciones, tanto *in situ* en cada región como en los laboratorios de los participantes. Estas conclusiones están evidentemente sujetas a las incertidumbres que resultan de las presiones y limitaciones inherentes a un proyecto limitado en tiempo y en medios. Además los resultados no conciernen más que al público.

- *Contaminación del medio ambiente.* Las medidas y evaluaciones realizadas en el marco del proyecto corroboran los niveles de contaminación superficial por cesio tal y como habían sido proporcionados por los mapas oficiales. Los resultados analíticos de un número limitado de muestras del suelo obtenidos por el proyecto corresponden a la contaminación estimada para el plutonio, pero son inferiores para el estroncio. La concentración de radionucleidos medida en el agua potable y, en la mayoría de los casos, en los alimentos de las regiones examinadas, eran significativamente

más bajas que los niveles recomendados por las directrices en curso para el comercio internacional de los alimentos y frecuentemente era inferior al límite de detección.

- *Exposición de la población a las radiaciones.* Los procedimientos oficiales utilizados para estimar las dosis recibidas están científicamente fundados. Los métodos utilizados no conducen a subestimar estas dosis. Las medidas independientes efectuadas por el proyecto en los residentes, para evaluar las exposiciones externas e internas debidas al cesio incorporado al cuerpo, han conducido a resultados que deberían haber sido del mismo orden que los obtenidos usando los modelos de cálculo. Sin embargo las estimaciones independientes realizadas por el proyecto, para las tierras contaminadas, son inferiores a las estimaciones oficiales presentadas.
- *Impacto sobre la salud.* Se han podido comprobar importantes trastornos de la salud no ligados a la radiactividad, tanto entre la población controlada oficialmente como entre la estudiada por el proyecto, pero no se han encontrado problemas de salud que pudieran atribuirse directamente a la exposición a las radiaciones. El accidente y sus consecuencias han tenido efectos psicológicos negativos substanciales en términos de ansiedad y de estrés que se han extendido más allá de las regiones contaminadas y que se han conjugado con

los cambios socioeconómicos y políticos que ha vivido la URSS. Los resultados oficiales examinados no indican un marcado incremento de los casos de leucemia y de cáncer. Sin embargo, no eran lo suficientemente detallados como para descartar la posibilidad de un incremento en la aparición de cierto número de tumores. Las estimaciones oficialmente presentadas sobre la dosis absorbida por la tiroides en los niños son tales que puede producirse en el futuro un aumento estadísticamente detectable de aparición de tumores en la tiroides. Tomando como base las dosis estimadas por el proyecto y las estimaciones de los riesgos debidos a la radiación reconocida hoy en día, sería difícil detectar un futuro aumento global de la frecuencia de aparición de cánceres o de los factores hereditarios con relación a la proporción de cánceres y factores hereditarios naturales, incluso utilizando estudios epidemiológicos a largo plazo serios y de gran amplitud.

- *Medidas de protección.* La naturaleza y la magnitud sin precedentes del accidente han obligado a las autoridades a responder a una situación ni prevista, ni planificada, que ha obligado a menudo a improvisar. Cuando el proyecto pudo evaluar algunas de estas acciones (no se podía evaluar el conjunto en vista de su complejidad) las consideró, en líneas generales, razonables y coherentes con las directrices internacionales existentes en ese momento. Sin duda

alguna podrían haber sido mejores si se hubieran tomado en el momento apropiado. Las medidas tomadas o previstas a largo plazo, aunque se tomaron con las mejores intenciones, excedían generalmente de lo que hubiera sido estrictamente indispensable desde el punto de vista radiológico (por ejemplo: ciertas evacuaciones o restricciones en el consumo de alimentos). Sin embargo toda relajación de las obligaciones actuales sería casi seguro contraproducente a la vista del nivel actual de estrés y ansiedad entre la población de las zonas contaminadas y lo que esperan de las autoridades. De todos modos no se debería planear ningún endurecimiento de la severidad de los criterios actuales.

La acogida dispensada al proyecto y su continuación

Un informe como el del proyecto internacional de Chernobil, habida cuenta de las circunstancias e implicaciones políticas a escala mundial, está redactado naturalmente, al menos sus conclusiones, en un lenguaje que conviene «decorar» cuando se busca la realidad objetiva de los hechos y responsabilidades. Las insuficiencias concernientes a las organizaciones y estructuras en la URSS, las servidumbres sufridas por la población bajo tal régimen y en tales circunstancias, se hacían patentes entre líneas. Sin embargo, y sin tratar de quitar importancia ni a la responsabilidad

de los dirigentes, ni a los sufrimientos de los habitantes, el balance sanitario es en resumidas cuentas menos catastrófico de lo que se hubiera podido temer y seguramente menos apocalíptico de lo que a menudo se ha dicho o escrito. Se hubiera podido confiar en que esto fuera al menos tomado en consideración por los medios de comunicación y los círculos políticos mundiales, dado el alto nivel científico de los miembros del proyecto y la independencia de su opinión, garantizada a la vez por la honestidad intelectual individual y la organización colectiva e internacional del proyecto. Pero no hubo nada de esto. ¿Entonces qué ha pasado? ¿Por qué un trabajo de tal envergadura es tan poco conocido y tan discutido por algunos?

De hecho, en primer lugar donde hace falta ir a buscar las principales razones es dentro de la antigua URSS, y son de orden político. El trabajo se realizó durante los acontecimientos anteriores al derrumbamiento de la URSS y cuando se concluyó, estaba ya en curso la creación de las nuevas repúblicas independientes. Un informe que tiende a minimizar la gravedad de las consecuencias de Chernobil y desde un cierto punto de vista a «rehabilitar» principalmente a las autoridades soviéticas por las decisiones impopulares tomadas o por las que no se han tomado, no podía servir políticamente los intereses de Ucrania y Bielorrusia. Por otra parte, el Organismo se encontró en una posición muy difícil al llegar el momento de las conclusiones,

algunos le acusaban de complicidad con la URSS. Por esta razón se ha visto obligado a renunciar a este informe dentro de una discreción de la que no es responsable, pero que es la causa principal del poco impacto mediático y político que ha tenido, por lo que los antinucleares no han quedado descontentos.

Es lamentable que un estudio serio, de dimensión internacional, que desmitificaba algunos de los fantasmas de Chernobil, sea ignorado por la mayor parte del mundo y considerado por los oponentes como un simple documento resultado de la «situación» nuclear destinado sólo a alimentar la controversia.

La situación en 1995

El IPSN ha publicado en abril de 1995 un balance de las consecuencias de Chernobil sobre la salud, que completa los datos precedentes. El informe analiza en particular dos grupos en donde pueden presentarse efectos sobre la salud:

- Los «liquidadores»: se trata de varios centenares de miles de personas que participaron en las tareas de desescombros dentro del perímetro evacuado de 30 kilómetros alrededor del emplazamiento. Hoy están dispersados en diversos países, lo cual no facilita su seguimiento médico. No se ha observado ningún aumento de la mortalidad hasta ahora en la población. En cambio se produce un incremento de las

patologías que habitualmente sufre esta población (bronquitis, reumatismos...), no reconocidas como particularmente imputables a la radiación. Parece que se trata de una población «enferma», sin que se pueda relacionar este hecho con la radiación.

- Dentro de la población los niños expuestos han recaído: los científicos están de acuerdo en considerar que la epidemia de cánceres de tiroides, observada en Bielorrusia y después en Ucrania, se debe a los escapes de iodo del accidente; se han declarado alrededor de 500 cánceres desde 1986 hasta 1994, cuando no había más que una treintena entre 1981 y 1985. Es probable que prosiga la epidemia en los próximos años. En cambio ningún estudio indica hoy (en 1995) un incremento de otros cánceres en la población. Lo que se sabe sobre las exposiciones recibidas, en las zonas más afectadas por las descargas, conduce a pensar que si se detectara un aumento en la frecuencia de los cánceres ésta sería en cualquier caso moderada.

Este balance completa las conclusiones del informe internacional citado anteriormente, en especial en lo que se refiere a los cánceres de tiroides en los niños. El balance no los desmiente, muy al contrario, y no tenemos nada que añadir a los comentarios que hemos aportado.

6.2. Las lecciones

Todos los sistemas de producción de energía comportan un riesgo potencial y la energía nuclear no es evidentemente una excepción a la regla. Lo esencial es que se limite el riesgo residual, habida cuenta de las disposiciones tomadas (técnicas, administrativas, humanas), a un valor aceptable para la sociedad. Los accidentes de gas licuado en Méjico en 1984 (1.500 muertos o desaparecidos, 300.000 evacuados), la explosión química de Bhopal en 1984 (2.400 muertos inmediatos, 3.000 muertos «diferidos» hasta hoy), las rupturas de presas en la India en 1979 (20.000 muertos), el gasoducto en la URSS en 1989 (464 muertos), el transporte de cloro y de propano (250.000 evacuados) no son más aceptables que el accidente de Chernobil. Pero el carácter más insidioso, no perceptible por los sentidos, de las radiaciones ionizantes hacen todavía más inaceptable para la sociedad un accidente nuclear de esta magnitud.

El riesgo residual se puede hacer despreciable no sólo en términos de probabilidades de ocurrencia, sino también en términos de consecuencias, a condición de que los métodos de la seguridad nuclear se apliquen con rigor en todas las circunstancias, desde el diseño hasta la explotación, pasando por la gestión y las autoridades de control. El accidente de Chernobil ha representado para Francia la ocasión de volver a analizar un gran número de las disposiciones tomadas y verificar si

éstas permiten responder a las nuevas cuestiones que podían plantearse; este análisis ha confirmado que las modificaciones importantes que se han hecho en nuestros reactores después del accidente de Three Mile Island permitían resolver lo esencial de estas cuestiones tanto desde el punto de vista de la prevención de los accidentes como de la limitación de las consecuencias. De entre estas reflexiones, se pueden seleccionar algunos puntos importantes.

Diseñar reactores paliando el error humano

En el pasado, se han diseñado las instalaciones sin tener verdaderamente en cuenta a aquellos que tienen que explotarlas durante los cuarenta años siguientes. Era el hombre el que tenía que adaptarse a las instalaciones que se le proporcionaban, no se pensaba al revés; aunque esto puede ser aceptable en situación normal, en funcionamiento estable o bien programado, la experiencia ha demostrado que los operadores pueden sentirse «perdidos» rápidamente en situación fuera de lo normal; salas de control inadaptadas, una avalancha de informaciones no clasificadas, fenómenos físicos cuyo asociación no permite ya los razonamientos simples habituales (por ejemplo entre la neutrónica y la termohidráulica en dos fases), todo esto conduce al operador poco entrenado a realizar operaciones inapropiadas (interrupción de la refrigeración de emergencia en TMI y en Chernobil, extracción de las barras de control en Chernobil,

vigilancia de un único parámetro, nivel del agua, en ambos casos).

El diseño de las instalaciones debe paliar el error humano y no aumentarlo. Este es el objetivo de las disposiciones de seguridad pasiva que se están estudiando hoy en día para los reactores del futuro; pero ésta no es la única respuesta posible. Deben elegirse las características físicas de la instalación de tal forma que en cualquier circunstancia se dé preferencia a la estabilidad del reactor. Cuando no es este el caso (inestabilidad neutrónica por ejemplo, o coeficiente de reactividad positiva), la sala de control debe ser capaz de compensar automáticamente y rápidamente toda evolución peligrosa. Esperar que el hombre, en cualquier circunstancia, sepa reaccionar para compensar las insuficiencias de diseño, no es una buena manera de enfocar la seguridad.

El compromiso de los responsables de la seguridad

De entre las causas que provocaron el accidente de Chernobil, lo que puede parecer más sorprendente es la falta de Cultura de Seguridad a lo largo de la cadena jerárquica, desde el proyectista hasta los explotadores en la URSS en aquella época. La seguridad no puede reducirse solamente a unos principios de diseño; la responsabilidad y por tanto el compromiso directo y personal de los responsables son elementos esenciales de la seguridad nuclear; esto supone que los responsables cuentan también con una adecuada Cultura

de Seguridad y se cercioran personalmente de la formación de su personal. Pero además deben admitir y comprender la importancia de una comprobación independiente y de un control reglamentario realizado por una autoridad de seguridad que disponga de una importante capacidad de evaluación técnica, pero que no quite responsabilidad al explotador. Esto supone unas relaciones frecuentes y de confianza entre explotador y autoridad de seguridad y una transmisión de las informaciones sin reticencias.

La experiencia de la explotación

Una de las principales lecciones del accidente de TMI fue que los incidentes anteriores en otras centrales nucleares (ya se ha citado Davis Besse) no se tradujeron en informaciones, ni en nuevos procedimientos en beneficio de los otros explotadores. En general, ningún accidente grave ocurre sin que antes se hayan producido unos sucesos precursores que, de haber sido detectados y analizados, habrían permitido tomar las disposiciones necesarias para evitar el accidente. Esto supone no sólo que se introduzcan rápidamente todos los sucesos e incidentes de explotación en un banco de datos, sino también que se analicen y que la información circule sin reticencia a nivel local, nacional e internacional. Esto no es en absoluto lo que sucede en la URSS.

¿Se puede producir un accidente como el de Chernobil en un reactor REP?

Para que un accidente grave en un reactor sea susceptible de transportar radiactividad en cantidades grandes y a mucha distancia, del orden de lo que se ha observado en Chernobil, es imprescindible que se produzca un fenómeno físico brutal: la propulsión de los productos radiactivos a una elevada altitud, superior a 1.000 metros, permitiendo que estos productos se incorporen a la circulación general de las masas de aire que los transportarán muy lejos de sus lugares de emisión. De otro modo, las lluvias radiactivas se limitan obligatoriamente a distancias más cortas.

La potencialidad de un fenómeno de propulsión como éste existe en los reactores RBMK, debido a que se asocian tres de sus características específicas:

- La presencia de cientos de tubos de presión que atraviesan el núcleo por donde circula agua en ebullición a presión; en caso de que se produzca la ruptura simultánea de varios tubos, las fuerzas ascendentes resultantes son capaces de levantar la losa superior del reactor (que es lo que efectivamente ocurrió en Chernobil).
- La posibilidad de un accidente de reactividad (valor positivo del coeficiente de huecos) que conduciría a un aumento brutal de la presión, iniciando o amplificando el efecto precedente.

- La presencia de un gran volumen de grafito que se puede quemar en su totalidad si el núcleo está en contacto con la atmósfera; en Chernobil el incendio duró diez días, prosiguiendo la propulsión de radiactividad en altitud, hasta que el núcleo se aisló mediante una capa de materiales inertes.

Ninguna de estas características existen en un reactor REP. Los accidentes severos que impliquen fusión de núcleo son posibles, aunque improbables, pero sus consecuencias radiactivas serían por definición más limitadas que las de Chernobil.

A modo de conclusión

El análisis del accidente de Chernobil no ha puesto de manifiesto nuevos fenómenos que obliguen a reconsiderar la evaluación de la seguridad de los otros tipos de reactores. Se considera por el contrario que una aplicación rigurosa de los principios de seguridad tal y como se han aplicado en las centrales nucleares occidentales habría permitido evitar el accidente, que está lejos de ser imprevisible, y sino al menos limitar las consecuencias. Los reactores soviéticos del tipo Chernobil no tomaron en consideración las lecciones del accidente de la central de Three Mile Island, en marzo de 1979, en lo que se refiere a la interfase hombre-máquina, formación de los operadores, calidad de los procedimientos, organización de la explotación y análisis de

los accidentes graves. Se han realizado modificaciones técnicas en los RBMK, pero el carácter específico de estos reactores hace de ellos herramientas que siguen siendo fundamentalmente peligrosas y no permite tomar como referencia otro tipo de reactores.

Está claro que el accidente se puede atribuir también al factor humano, agravado por la particular sensibilidad de este tipo de instalación. Esto pone en evidencia que la responsabilidad última de la seguridad recae sobre el explotador nuclear; su primera prioridad debe ser la prevención de los accidentes graves, y todos deben ser conscientes de los riesgos potenciales. Esto supone que debe existir una verdadera «Cultura de Seguridad» en cada central.

Otro tipo de lección que hay que aprender de este accidente está relacionado con la gestión después del accidente: cualquiera que sea la opinión que nos merecen las decisiones tomadas y su aplicación, hay mucho que aprender sobre el despliegue de los medios de intervención, la lucha contra el incendio, el confinamiento y la evacuación de la población, los aspectos médicos y sanitarios, los controles del medio ambiente y de los productos agrícolas.

6.3. A partir de 1986. La dimensión internacional de la seguridad

El impacto psicológico de Chernobil ha sido considerable, algunos enunciaron ideas muy

atractivas, como la de la seguridad intrínseca, que eliminaría completamente cualquier riesgo de accidente grave en una central y alejaría definitivamente el espectro de un nuevo Chernobil. Volveremos sobre ello en la última parte de la obra; digamos solamente aquí que hoy en día es difícil saber si estas ideas tendrán o no un futuro concreto. En cambio, se puede afirmar que desde 1986, y sin duda por mucho tiempo, por no decir para siempre, las consideraciones de orden internacional se han convertido en algo preponderante en materia de seguridad nuclear.

La comunidad de seguridad no había esperado a 1986 para instaurar una cooperación internacional muy activa en el campo de la seguridad. Independientemente del papel del OIEA, existían numerosos ejemplos de cooperación internacional fecunda en esta materia por vía de otras organizaciones internacionales: en primer lugar la Agencia de Energía Nuclear (AEN) de la OCDE, con el papel esencial del CSNI⁽³⁾. Ya hemos hablado de ello en la primera parte de la obra. Queremos también subrayar la importancia de los acuerdos bilaterales. Estos acuerdos cubrían todos los aspectos de la seguridad nuclear, desde las cuestiones concernientes a las normativas hasta los intercambios de experiencia de la explotación, pasando por las investigaciones sobre la seguridad. Buen número de los avances realizados han sido el resultado

de los programas de investigación llevados a cabo en común.

En 1983, el Organismo Internacional de Energía Atómica había ofrecido oficialmente los servicios de los primeros equipos para la verificación de la seguridad durante la explotación. Las misiones OSART⁽⁴⁾ permitían dar a los explotadores de las centrales, en su mismo lugar de trabajo, consejos útiles e intercambiar opiniones referentes a las posibilidades de reforzar la seguridad. Después de Chernobil, el programa OSART se intensificó considerablemente y el Organismo envió al menos una delegación por mes.

Igualmente en 1983, el Organismo había organizado un Sistema Internacional para la notificación de los Incidentes (IRS) de manera que los explotadores de todos los países participantes pudieran sacar provecho de las lecciones aprendidas de la experiencia. Este sistema venía a completar el que había establecido la AEN/OCDE; incluyendo principalmente a los países situados fuera de la zona de la OCDE, sin embargo estaba lejos de ser eficaz, ya que estos países no informaron de todos sus incidentes. Este sistema se desarrolló después de 1986 aprovechando los cambios de estado de ánimo provocados por Chernobil. El OIEA decidió además crear equipos capaces de proceder *in situ* al análisis de los incidentes y sucesos importantes para la seguridad.

3. Al menos cuatro personalidades han jugado un papel importante en el CSNI; se trata de R. Farmer (UK), J. Bourgeois (F), A. Birkhofer (RFA) y F. Cogné (F).

4. Operational Safety Analysis Review Team.

Mencionaremos un grupo de expertos en seguridad del OIEA, el INSAG⁽⁵⁾, que ha participado extensamente en el estudio de los datos y de los análisis presentados en la reunión que tuvo lugar en Viena en 1986 después del accidente de Chernobil, y en la última parte de la obra desarrollaremos las acciones que tuvieron como objetivo el establecimiento de un régimen internacional de seguridad nuclear.

Criterios internacionales de seguridad: INSAG-3

A mediados de los años 80, el OIEA creó el INSAG, comité de consulta de alto nivel, encargado de aconsejar directamente al director del Organismo sobre las cuestiones de seguridad nuclear. Una decena de miembros escogidos entre los más altos responsables de los organismos de seguridad de los países nucleares más importantes (incluida la URSS de la época pero reuniéndose *intuitu personae*), componía el comité por tanto H. Kouts, ex director de la US-NRC, el profesor A. Birkhoffer, Director del GRS⁽⁶⁾ alemán y P. Tanguy. Esta creación resultará muy oportuna y fructífera y los trabajos del INSAG se impondrán e impondrán como norma a seguir por mucho tiempo.

Además de diversos análisis requeridos por el Director del OIEA y un estudio inmediato

del accidente de Chernobil, revisado en 1992 a la luz de las informaciones más exactas obtenidas⁽⁷⁾, el INSAG ha producido cuatro informes de conjunto sobre temas fundamentales:

- INSAG-3 sobre los «principios fundamentales de la seguridad para las centrales nucleares».
- INSAG-4 sobre la «Cultura de Seguridad».
- INSAG-5 sobre la «seguridad de la energía nuclear».
- INSAG-6 sobre los «estudios probabilísticos de seguridad nuclear».

Hablaremos solamente del primer informe: INSAG-3.

Objetivos. No hay mejor forma de definir el objetivo de este informe que con su prólogo, redactado por el Director General del Organismo y reproducido a continuación *in-extenso*:

«Con la intención de reforzar la contribución del Organismo al esfuerzo de seguridad en las centrales nucleares, he establecido el Grupo de Consulta Internacional para la Seguridad Nuclear (INSAG) cuya misión es en particular ofrecer un marco para los intercambios de información sobre las cuestiones de seguridad nuclear que presenten una importancia internacional y formular, cuando sea posible, conceptos comunes de seguridad».

He pedido también al INSAG que participe en la reunión que tuvo lugar en Viena del 25 al 28 de agosto de 1986 para analizar el accidente de la central nuclear de Chernobil, que

5. International Nuclear Safety Advisory Group.

6. Organismo equivalente al IPSN francés y que ha creado con este último una empresa común.

7. INSAG-1-1986 e INSAG-7-1992.

realice un informe resumiendo las informaciones proporcionadas y los debates de la reunión, y que presente recomendaciones para una acción posterior. Esto se ha hecho, y el informe se ha publicado en el n° 75-INSAG-1 de la Colección Seguridad del OIEA, titulado Informe de Recapitulación sobre la Reunión de Análisis del Accidente de Chernobil. En una de sus recomendaciones relativas a las actividades del OIEA y a las otras actividades internacionales en el futuro, el INSAG ha considerado que: «la Secretaría debería proporcionar al INSAG el apoyo necesario para formular, en un único documento, los principios fundamentales de la seguridad para los modelos de reactor actuales y futuros, dando una particular importancia a los principios que el análisis del accidente ha permitido poner de manifiesto. Estos principios deberían ser comunes para todos los tipos de reactores, incluso si conviene que se adapten a las características específicas de cada modelo».

A petición mía, el INSAG ha emprendido inmediatamente con prioridad esta tarea y el actual informe (OIEA, Colección Seguridad n° 75-INSAG-3, Principios Fundamentales de Seguridad para las Centrales Nucleares) es el resultado de una intensa actividad, por parte de los miembros del INSAG y de otros expertos nucleares, que ha durado más de un año.

La seguridad nuclear, después de los accidentes graves ocurridos en la unidad n° 2 de Three Mile Island y en la unidad n° 4 de Chernobil, es una cuestión primordial para

la continuación del desarrollo nuclear en numerosos países. Si por un lado la energía nuclear sale favorecida cuando se compara con otras fuentes de energía eléctrica debido a la forma en que permite velar por el medio ambiente, por otro lado, la opinión pública debe estar convencida, mediante argumentos técnicos convincentes, de que el nivel de seguridad de las centrales nucleares es suficiente y aceptable. Estos argumentos técnicos deben proceder de un esfuerzo de los proyectistas y de los explotadores para llegar a un excelente nivel de seguridad y de resultados. Esto es lo que se pide a todos los miembros de la comunidad nuclear.

El presente informe, dado que emana de un grupo autorizado, debería facilitar esta búsqueda de la perfección en la seguridad de las centrales nucleares, presentando los principios de base de la seguridad en un marco lógico, que toma en consideración los problemas y los desarrollos más actuales. Debería ayudar a difundir la noción de Cultura de Seguridad que —como se ha propuesto en este informe— «debería guiar las acciones e intervenciones de todas las personas y organizaciones comprometidas en las actividades relativas a la energía nuclear».

Contenido. El contenido y la descripción generales aparecían en la introducción del informe, igualmente reproducida a continuación:

1. «La seguridad de las centrales nucleares supone una continua búsqueda de la

- perfección. Todos los interesados deberían estar alertas para reducir los riesgos al nivel más bajo posible. Esta búsqueda, no obstante, será tanto más fructífera si se basa en una buena comprensión de los objetivos y principios de la seguridad nuclear y de la forma en que estos diferentes aspectos se relacionan entre sí. El informe actual es una tentativa para presentar el marco lógico de tal comprensión. Los objetivos y principios propuestos están relacionados entre sí y deben ser considerados como un todo; no constituyen un menú dentro del que se puede elegir».
2. «El informe tomará en consideración los problemas y desarrollos más recientes. Deja un sitio a la noción de objetivos de seguridad y a la utilización del análisis probabilista de seguridad. Se examinan los objetivos de fiabilidad de los sistemas de seguridad. Se reconoce una importancia capital a la noción de «Cultura de Seguridad». No se olvida la necesidad de una planificación para la gestión de las situaciones de crisis».
 3. «En general, las nociones que figuran en este informe no son nuevas. Por el contrario, la mejor filosofía en curso actualmente es la que se ha seleccionado. La mayoría de estas ideas se han puesto en práctica según diferentes combinaciones dentro de los múltiples programas nucleares en curso en el mundo. Estas ideas se agrupan y presentan aquí de forma estructurada, con comentarios explicativos».
 4. «El informe presenta objetivos y principios. Los objetivos enuncian lo que se debe hacer; los principios indican cómo llegar a conseguirlo. En cada caso, se enuncia el principio fundamental de la forma más concisa posible. El comentario que sigue indica las razones del principio y su importancia, así como las excepciones, el campo de aplicación y toda precisión necesaria. El comentario es tan importante como el principio en sí mismo».
 5. «Los principios no hacen ninguna distinción entre las nuevas centrales y las centrales existentes. Sin embargo, en lo que se refiere a la aplicación existirán necesariamente diferencias. El parque de reactores, en un determinado momento, incluirá reactores de origen, edad y diseño diferentes. Les corresponde a las oficinas de proyectos, a los fabricantes, constructores, organismos reguladores y empresas de explotación decidir cómo se aplicarán en cada caso los principios expuestos en el informe».
 6. «Estos principios no constituyen un conjunto de exigencias reglamentarias. No obstante el INSAG cree que en el futuro, los procedimientos nacionales e internacionales reflejarán los objetivos y principios enunciados en el presente documento».
 7. «Sin embargo, ciertos tipos de futuras centrales nucleares podrían satisfacer por adelantado los objetivos de algunos de los principios enunciados en el documento,

gracias a unas características intrínsecas especiales, de modo que los principios no se podrán aplicar tal y como están actualmente formulados. Para conseguir tales

proyectos, será necesario examinar muy de cerca la base tecnológica comprobada sobre la que se apoyan».

Principios fundamentales de gestión	Cultura de seguridad	Responsabilidad del explotador	Control reglamentario
Principios de defensa en profundidad	Defensa en profundidad	Previsión de los accidentes	Atenuación de los accidentes
Principios técnicos	7 principios		
Principios particulares	50 principios		

Los principios fundamentales de la seguridad. Con la firma en septiembre de 1994 de la Convención Internacional sobre la Seguridad Nuclear, todos los países explotadores de centrales nucleares se han comprometido a respetar los principios de la seguridad definidos por el INSAG, que han conseguido el acuerdo de todos los expertos. De esta forma, la publicación en 1988 de los principios de la seguridad aceptados por todos, ha permitido el «nacimiento» de la seguridad nuclear internacional.

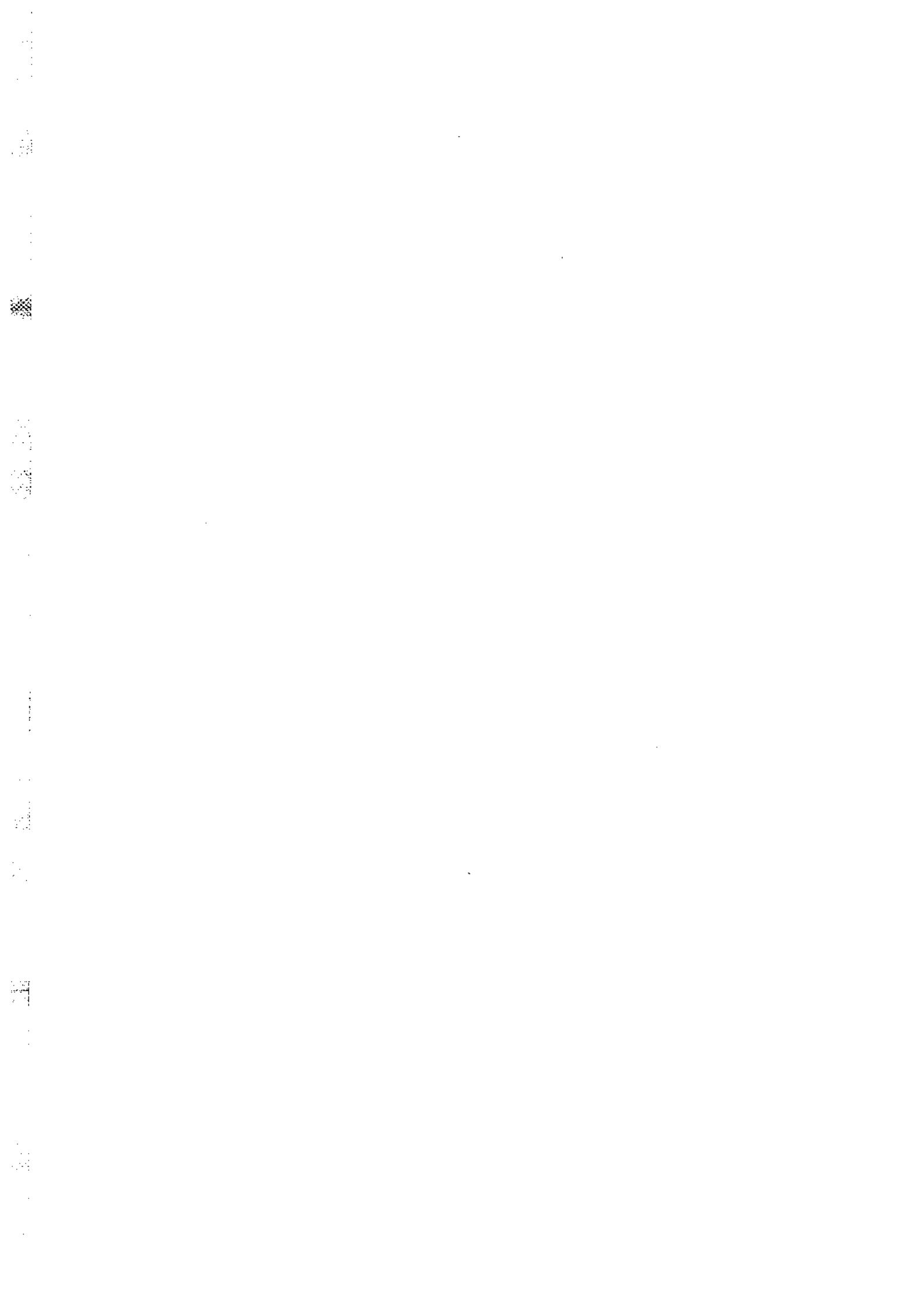
Alcance. En el momento de su publicación, una parte de la comunidad dedicada a la seguridad nuclear ha acogido el INSAG-3 con cierta desconfianza, algunos de sus miembros, y no precisamente los menos eminentes, consideraban que debido a la diversidad de las tecnologías empleadas en los diferentes tipos de centrales, y en razón sobre todo de particularidades nacionales de las reglamentaciones de seguridad, tal empresa no podía desembocar más que en un documento muy general, sin alcance ni utilidad real. Era subestimar el avance silencioso del consenso técnico en materia de seguridad, que se estaba efectuando en el mundo occidental a lo largo de los últimos años, y más particularmente después de TMI. Sobre esto hemos hablado extensamente en los capítulos anteriores.

Además, los miembros del INSAG, durante los dos años que ha requerido la elaboración del INSAG-3, han tomado continuamente contacto con los mejores expertos occidentales, para asegurarse a la vez de la realidad del consenso y de la pertinencia de los principios seleccionados. Por otro lado, el susto de Chernobyl había dejado a todos los responsables de los países de la antigua URSS o a los que estaban bajo su control, en un estado de vacío; ellos ya no sabían a que carta quedarse. No deseaban más que ver aparecer unas normas que gozaran del apoyo unánime de todos los países occidentales para poder suscribirse a ellas sin demora.

Esto fue lo que pasó. Enseguida, todos los sectores de la seguridad nuclear valoraron

positivamente el informe. Los constructores y los explotadores encontraron en él una clasificación por orden de importancia de los principios de seguridad que estaban hasta entonces completamente perdidos en unos textos nacionales excesivos; los proyectistas podían sacar los principios de base para hacer los proyectos de las futuras centrales; los explotadores descubrían como relacionar todas sus preocupaciones por la calidad con los objetivos prioritarios de la seguridad fijados por los proyectistas. Las autoridades de seguridad, cuyos primeros textos eran insuficientes, podían tomarlos como referencia para identificar sus lagunas.

Hoy INSAG-3 se ha convertido en una referencia internacional universalmente adoptada por el mundo nuclear. El OIEA ha introducido las principales ideas en un documento titulado *Safety Fundamentals*, adoptado en sus principios por todos los estados miembros del Organismo, que sirven de referencia a las obligaciones a las que se comprometen los signatarios de la «Convención Internacional de Seguridad Nuclear», firma que tuvo lugar en 1994, y de la que hablaremos en la última parte de esta obra. 1988, fecha de la publicación del INSAG-3, marca de hecho la fecha del comienzo de una verdadera seguridad internacional.



Conclusión de la segunda parte

Siempre resulta instructivo volver la vista atrás para comprender cómo se ha llegado a la situación actual. En Francia y en el mundo, los científicos son, principalmente los físicos, quienes han elaborado las bases del control de los riesgos ligados a la fisión del núcleo atómico y quienes han hecho los primeros experimentos. Eran especialmente eminentes y había muchos premios Nobel entre ellos, pero también tenían valores profundamente humanistas. Imaginaban claramente todo el beneficio que el hombre podría sacar un día de esta nueva fuente de energía, oculta desde el origen del mundo, pero no aceptaban que su desarrollo estuviera marcado por los dramáticos accidentes que habían acompañado en general el progreso industrial. Consideraban que todos los recursos de la ciencia y la técnica deberían servir para prever lo que podría pasar y actuar de tal manera que no ocurra.

La seguridad nuclear por tanto ha empezado con una gran ambición, la del control total de los riesgos, como decimos hoy en día «calidad total», basada en las inmensas posibilidades ofrecidas por el progreso científico. Al principio, el valor personal de los actores, sus motivaciones y la modesta escala de sus primeras realizaciones, las de laboratorio, una «escala humana» donde la comunicación era fácil, han podido hacer creer que este objetivo se había alcanzado. Los conceptos de seguridad que se definieron entonces iban muy

por delante con respecto a lo que se hacía en los otros campos, y siguen siendo hoy un modelo para el control del riesgo en el marco de los estudios de las «cindyniques»⁽¹⁾. Pero como todas las ambiciones humanas, la seguridad se ha topado con la realidad de los comportamientos y los primeros accidentes han obligado a revisar los conceptos a la cruda luz de los hechos. Los responsables han sabido valorar los problemas, al menos en occidente, ya que en la antigua URSS los hechos han permanecido siempre ocultos. Han corregido los puntos débiles del sistema y le han llevado progresivamente a un nivel que hoy se puede considerar que ha alcanzado una calidad excepcional en nuestras sociedades tan preocupadas por la seguridad.

Pero este progreso se ha conquistado, al menos en dos ocasiones, Three Mile Island en 1979 y Chernobil en 1986, a un precio muy elevado. En TMI es el coste económico considerable, no tanto por los daños directos en las instalaciones, como por las repercusiones indirectas para todo el programa americano: baja disponibilidad, demora en la construcción y anulación de pedidos. En cuanto a Chernobil puede ser considerado como humanamente intolerable, incluso si las consecuencias reales para la salud fueron inferiores a lo que nos hacían creer ciertos reportajes, porque una sociedad no puede aceptar tales perjuicios en la vida de tantas personas, y familias, enfermos, evacuados, desquiciados.

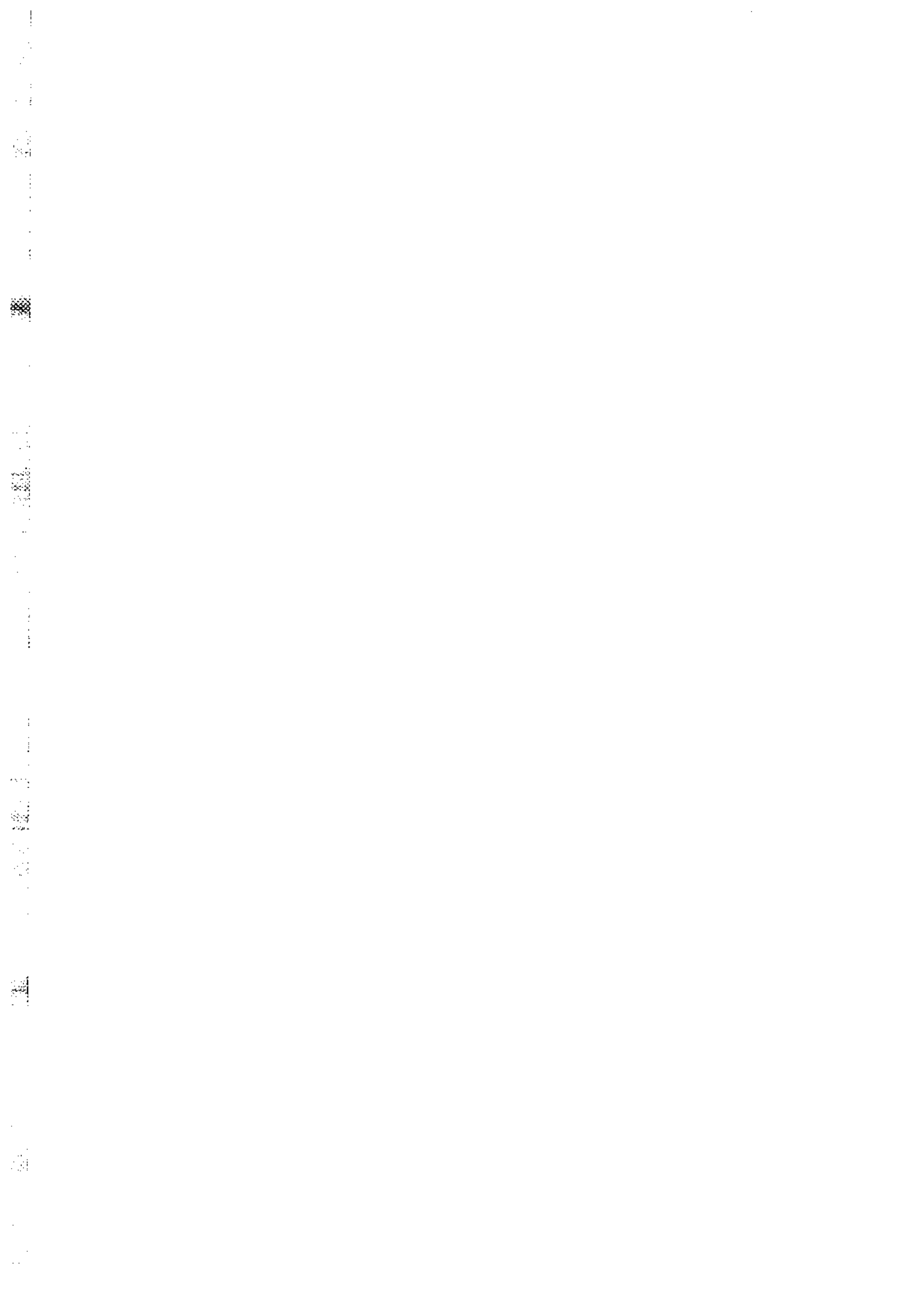
1. Cindyniques, del griego KINDUNOS, peligro: las ciencias del peligro.

Finalmente los dos accidentes han sido políticamente desastrosos para el futuro de la energía nuclear, donde ha provocado una pérdida de confianza en una técnica que se presentaba como portadora de un futuro mejor para el ser humano y para el mundo.

En todos los sectores industriales, los accidentes graves siempre han hecho avanzar la seguridad. Three Mile Island obligó a los expertos occidentales a la autocrítica y a conceder al hombre la atención que requiere. Chernobyl que posiblemente ha contribuido a la aceleración de los cambios políticos en la URSS, en todo caso forzó a los responsables

de los programas nucleares en los países del Este europeo a preocuparse por fin realmente de la seguridad. En cuanto a nosotros, percibimos a través de esta evolución de la seguridad, a lo largo de los cuarenta últimos años, un progreso continuo hacia el advenimiento de un consenso mundial, con avances lentos al principio, después aceleraciones brutales, precisamente con motivo de los dos accidentes, el americano y el ucraniano. Volveremos sobre esta apertura internacional en la última parte de esta obra. Previamente, analizaremos en la tercera parte la situación de la seguridad nuclear en Francia.

III. La seguridad nuclear en Francia en 1995



La seguridad nuclear en Francia en 1995

7. Un poco de historia

7.1. Los inicios de la seguridad nuclear en el CEA

El General de Gaulle creó el Comisariado de Energía Atómica (CEA) por decreto del 18 de octubre de 1945. El artículo primero especifica las misiones confiadas al nuevo organismo y estipula principalmente:

«El CEA estudia las medidas apropiadas para asegurar la protección de las personas y de los bienes de los efectos destructivos de la Energía Atómica, realiza a escala industrial los dispositivos generadores de la energía de origen atómico».

Si la segunda de las misiones citadas fue a veces fuente de fricción en el momento de la utilización de la energía nuclear para la producción de energía eléctrica, la primera, muy específica, no ha dado nunca lugar a controversia. Al principio de su existencia, el CEA tenía necesidad, para sus físicos, de una fuente de neutrones. La pila ZOÉ (potencia zéro, combustible óxido, moderador agua pesada) construida con los únicos materiales disponibles en ese momento, planteaba los primeros problemas de seguridad nuclear. No se trataba de un salto hacia lo desconocido, puesto que los científicos encargados ya habían adquirido en Canadá una buena experiencia. Los problemas de seguridad fueron sometidos a un riguroso examen al más alto nivel: la puesta en marcha de la pila se efectuó el 15 de diciembre de 1948, el alto Comisario

tomó la decisión de dar la autorización correspondiente, después de un examen por parte del consejo de dirección del CEA.

Las pilas y los laboratorios se multiplicaban y pronto hizo falta pensar en normalizar la situación. A finales de los años cincuenta, Jacques Yvon, Director de Física y de las Pilas Atómicas, confió a su adjunto, Jean Bourgeois, la misión de formar un grupo de ingenieros, para garantizar con este personal cualificado la inspección de los reactores existentes entonces en el CEA e informarle sobre su situación con relación a la seguridad. Para hacer algo aceptable, se requería una documentación técnica seria. En el extranjero únicamente los EE.UU. y Gran Bretaña podían proporcionar informaciones fiables sobre la seguridad. El «encargado de la tarea» emprendió su peregrinaje.

Una visita a los EE.UU. fue muy provechosa: en primer lugar permitió establecer unas cordiales relaciones con el responsable americano, Clifford Beck y estas buenas relaciones iban a jugar un papel importante en el futuro. Además, se recopiló una buena cantidad de informaciones interesantes: en aquella época se admitía generalmente, que la seguridad debía demostrarse en cada fase del proyecto (diseño, construcción, explotación) mediante la realización de un informe escrito que incluyera una descripción detallada de la instalación, principalmente en lo que se refiere a las partes importantes para la seguridad, pero también y sobre todo, mediante

un estudio de los accidentes previsible, con el fin de demostrar que no tenían consecuencias importantes para las personas y los bienes. La autoridad de seguridad decidía entonces sobre la aceptabilidad del proyecto.

La misma visita realizada al Reino Unido proporcionó resultados análogos. El especialista de seguridad se llamaba F. R. Farmer, de quien ya hemos hablado a propósito del enfoque probabilista. Rápidamente se entabló una sólida amistad que permitió fructíferos intercambios, tanto más interesantes cuanto que Inglaterra tenía, como nosotros, reactores experimentales moderados por agua pesada y reactores de potencia del tipo grafito-gas. De estas dos visitas, Jean Bourgeois sacó algunas conclusiones:

- La redacción de informes de seguridad era una excelente costumbre. Permitía definir correctamente las instalaciones y examinarlas fácilmente. Esta medida sería por tanto adoptada.
- El estudio de los accidentes debería ser una parte esencial del análisis de seguridad. No debía limitarse al concepto de un accidente «máximo verosímil», muy en boga en los EE.UU., que nos parecía plantear problemas. Un accidente podía, en efecto, iniciarse de múltiples maneras y un incidente sin importancia, cuando coincide con otros, podía ocasionar graves consecuencias. El señor Yvon escribía en aquella época:

«Los accidentes más graves provienen con frecuencia de la coincidencia de incidentes cada uno de los cuáles, si se hubiera producido individualmente, habría podido no ser grave».

- Por tanto había que encontrar un enfoque racional para evaluar la seguridad: fue el método de «las barreras», lógico y concreto.
- Evidentemente, la misión de garantizar la seguridad de su instalación incumbía al explotador. La actuación de los diversos organismos de seguridad no podía consistir en una sucesión de prohibiciones; debía aportar al explotador, de forma apropiada, una ayuda apreciable.

El establecimiento de una organización de seguridad

Con las bases bien definidas, la solución adoptada en la propuesta interna al CEA fue entonces la siguiente: debía crearse una Comisión de Seguridad de las Instalaciones Atómicas (CSIA), para examinar la seguridad de cada instalación; estaría presidida por el Alto Comisario y tendría como miembros a los directores científicos del CEA; se crearía para cada tipo de instalación una Subcomisión especializada; cada una de ellas se apoyaría en un grupo de trabajo que tendría como misión:

- Asegurar un contacto estrecho con cada explotador para poder aportarle todas las informaciones que solicitara.
- Ser capaz de obtener todos los datos técnicos necesarios, tanto en Francia como

en el extranjero, de las instituciones especializadas en la materia, para proporcionárselos al explotador.

- Seguir, en cualquier circunstancia y con diligencia, la evolución del informe de seguridad de cada instalación.

La evaluación de la seguridad recurriría a un conjunto coherente de métodos basados en un análisis realista de los riesgos a los que se está expuesto, validados por métodos experimentales existentes o por crearse. Estos medios permitirían la evaluación por parte de los expertos de las disposiciones de seguridad de nuestras realizaciones y se podrían utilizar para estudiar los accidentes.

La propuesta realizada definía, para la seguridad en el CEA, un jefe, una misión y los medios necesarios para llevarla a cabo. Este proyecto fue adoptado y se llevó a efecto a principios de 1960. Se confió la Subcomisión de Seguridad de las Pilas a Jean Bourgeois y la de las Fábricas a Pierre Lécordé.

7.2. La seguridad nuclear a nivel nacional

La entrada en vigor de la organización de seguridad en el CEA se efectuó sin dificultades. Durante este tiempo la reglamentación nacional avanzaba con prudente lentitud. Aparentemente muchos Ministerios se consideraban concernidos, pero experimentaban una gran dificultad en expresar sus deseos. Las atribuciones que recibió el CEA por el

Decreto que le había creado complicaba la tarea frente a EDF. El primer reactor de Chinon corría el peligro de arrancar antes de la publicación de un texto regulador, pero posiblemente el CEA podía ejercer un control, a través de su CSIA. Con una preocupación constructiva, el Director General de Electricidad de Francia pidió al Alto Comisario que el CSIA examinara la seguridad del reactor EDF1 (que se convertiría más tarde en Chinon A1). Esta iniciativa tuvo los mejores resultados puesto que las relaciones que se establecieron entonces entre los representantes de EDF y el Grupo de Trabajo de Seguridad de las Pilas del CEA, creado por Jean Bourgeois, fueron de entre las más eficaces, lo que facilitó posteriormente la organización de la seguridad a nivel nacional, después de esto los dos protagonistas principales aprendieron a apreciarse.

En diciembre de 1963 se publicó el texto del decreto instituyendo la Comisión Interministerial de las Instalaciones Nucleares de Base (CIINB). Este organismo estaba encargado de proporcionar a los explotadores una autorización de construcción. El decreto definía las instalaciones sujetas a esta reglamentación, concedía una prerrogativa particular al Ministerio de Sanidad (previa conformidad), y estipulaba que se daría esta autorización por decreto. La experiencia adquirida en los procedimientos utilizados para la seguridad de las centrales del tipo grafito-gas hizo que, de la forma más natural, el correspondiente grupo de trabajo del CEA fuera el

informador ante la CIINB y le presentó los proyectos de ley. Algún tiempo después, el sistema comenzaba a rodar y las instalaciones de EDF se multiplicaron, un grupo de expertos *ad hoc* reemplazó al grupo de trabajo del CEA. La composición de este grupo era el resultado de un acuerdo entre los ministros de los que dependía el CEA y EDF. La primera reunión de este grupo tuvo lugar a principios de 1967.

A principios de 1970 Electricidad de Francia decidió realizar un importante programa a base de reactores de agua a presión del tipo Westinghouse. Esta decisión se tomó cuando el CEA se comprometía a realizar profundas reformas bajo la autoridad de André Giraud, su nuevo administrador general. Se acentuó la separación entre la ciencia y la industria. En septiembre de 1970 se publicó un decreto que volvía a definir las misiones del CEA: proponía de nuevo «las medidas apropiadas para garantizar la protección de las personas y de los bienes y contribuía a su puesta en práctica», pero ya no estaba encargado de realizar, a escala industrial, los dispositivos generadores de la energía de origen nuclear. Las tareas del CEA se repartieron en un pequeño número de misiones, al frente de cada una de las cuáles había un delegado. Como consecuencia de la reorganización se creó el Departamento de Seguridad Nuclear, cuya dirección se confió a Pierre Tanguy. El grupo *ad hoc* se convirtió en «Grupo Permanente» por decisión Ministerial del 27 de marzo de 1973. En especial:

- Un grupo tuvo que ocuparse de los reactores nucleares, ya se utilizaran en las centrales o para cualquier otro fin.
- Otro se encargó de las otras instalaciones, principalmente las plantas de reelaboración y las instalaciones de enriquecimiento isotópico del uranio⁽¹⁾.

En lo que se refiere al Grupo Permanente de «Reactores», se procedió al nombramiento del Presidente y de los miembros por decisión del Ministro de Desarrollo Industrial y Científico, con fecha del 19 de julio de 1972. Una constante en todos estos nombramientos: el Presidente (Jean Bourgeois) procuró siempre que proyectistas, constructores, exploradores y técnicos involucrados estuvieran presentes en el momento de las reuniones del grupo. Dos variantes, pero manteniendo el mismo espíritu: en 1978, Pierre Tanguy se convirtió en el Presidente del Grupo Permanente de «Reactores», cuando se jubiló su predecesor; a continuación, él mismo será reemplazado por François Cogné, a partir de 1985. Otra constante: siempre fueron los especialistas en seguridad del CEA quienes se encargaron de la evaluación científica y técnica; esta particularidad permitió obtener una buena continuidad de puntos de vista y la adquisición de sólidos conocimientos, circunstancias favorables para la obtención de una seguridad real.

1. Posteriormente este grupo transfirió todas sus actividades sobre almacenamientos de residuos a otro grupo especializado.

Las nuevas misiones confiadas al CEA implicaban también la transferencia a la Administración de poderes reguladores en materia de energía nuclear. Esta última operación, bastante delicada, se llevó a cabo en marzo de 1973 por el decreto que creó un Servicio Central de Seguridad de las Instalaciones Nucleares (SCSIN) en el seno del Ministerio de Industria. Este servicio fue dirigido por J. Servant hasta 1977, a continuación por C. de Torquat desde 1977 hasta 1976, M. Laverie de 1986 hasta 1993 y A. Lacoste desde entonces (Servicio transformado en Dirección en 1992). Estaba encargado principalmente de dirigir los procedimientos de autorización relativos a las instalaciones nucleares de base, organizar y promover la vigilancia de estas instalaciones, elaborar y ocuparse de la aplicación de la reglamentación técnica general.

Entre tanto, los procedimientos técnicos de análisis y estudio de la seguridad establecidos en el CEA, se habían desarrollado poco a poco. El conjunto de las instalaciones nucleares los utilizaba. Reagrupar en 1976 todos los elementos especializados en un Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN) permitió entonces a la Administración disponer de un apoyo cualificado. Jean Bourgeois fue su primer Director. Sus sucesores fueron Pierre Tanguy, en 1978, a continuación François Cogné de 1985 hasta 1990, Jean Rastoin hasta 1991 y Philippe Vesseron desde entonces.

El gobierno se dotó de un Consejo Superior de Seguridad Nuclear que creó por decreto

en 1973. Se trataba al principio de un consejo de expertos a alto nivel, que podían dar su opinión al gobierno sobre los problemas importantes de seguridad. Un decreto de marzo de 1987 amplió sus competencias y aumentó el número de sus miembros con vistas a mejorar la información del público; sin embargo, algunos representantes de los medios de comunicación debían formar parte de él. Hoy en día se llama Consejo Superior de Seguridad e Información Nuclear (CSSIN).

Por último, para garantizar una organización coherente y sin lagunas, así como una estrecha colaboración entre los departamentos ministeriales implicados, se instituyó por decreto del 4 de agosto de 1975, un Comité Interministerial de Seguridad Nuclear (CISN), encargado de coordinar todas las acciones destinadas a garantizar la protección de las personas y los bienes de los peligros ligados a la utilización de la energía nuclear.

7.3. La evolución de la práctica francesa de la seguridad

Nos ha parecido útil terminar este capítulo con algunos ejemplos de la práctica francesa de la seguridad. Empezaremos por un aspecto subrayado desde el principio por Jean Bougeois: toda acción debe partir de la idea sencilla de que es *in fine* del propio explotador, en lucha con sus instalaciones, de quien dependerá la seguridad; por tanto hace falta actuar a este nivel, y esta acción será tanto más eficaz cuanto que ayudará al explotador

a hacer bien su trabajo, mejor que complicarle la tarea. Dejemos hablar a Jean Bourgeois, recordando cuando dejaba el CEA en 1978, cuál había sido su punto de vista cuando le confiaron la responsabilidad de la seguridad de los reactores en Francia:

«Siendo yo responsable del buen funcionamiento del ZOÉ desde hacía ya algún tiempo, recibí la visita de una comisión de control y fui ampliamente interrogado sobre las precauciones que se tomaban para garantizar la seguridad de esta instalación. Al principio, no pude evitar pensar: ¿por qué vendrá esta gente a meter las narices en nuestros problemas? Al acabar la visita, la seguridad del ZOÉ posiblemente no se había beneficiado en nada, pero en compensación, algunos de los visitantes habían aprendido muchas cosas, lo que era muy normal en ese momento».

Poco tiempo después, el Señor Yvon me encargaba organizar la seguridad en el CEA. Yo había comprendido ya que para ser aceptado por un explotador hacía falta tratar directamente con él, y sobre todo estar acompañado por ingenieros cualificados capaces de ofrecer más una ayuda que una crítica. Había comprendido también que ayudar a alguien encargado de llevar a cabo un trabajo difícil demostraba simplemente sentido común, y que complicar su tarea sólo podía ser una gestión inútil. He aquí por qué me he ocupado de escoger el personal adecuado entre mis colaboradores más próximos y en las otras direcciones científicas. He tenido la suerte de que varios directores amigos me ayudaran.

La organización de la seguridad en el CEA se definió y estableció fácilmente. Las relaciones

con EDF fueron más complicadas y se alcanzó una solución gracias a una buena voluntad recíproca y permanente. Olvidando los retrasos y las imprecisiones de los textos reglamentarios, enseguida apareció una dificultad bastante sutil: EDF tenía efectivamente estatus de explotador, principalmente en lo que refería a la responsabilidad civil definida en los tratados internacionales, pero ¿«quién» era EDF en materia de seguridad? Tradicionalmente, la Dirección de Diseño jugaba un papel preponderante en las reuniones externas. Esto no me convenía. EDF aportó la solución realista. Recibí un día, a petición suya, al responsable de la explotación de la única central nuclear EDF de la época, la de Chinon, quien me dijo:

«Mis jefes me han dicho que me dirija directamente a usted, si tengo problemas de seguridad y que haga lo que usted me diga. ¿Entonces qué hacemos?».

Fue en ese momento cuando se decidió que, ante un problema de seguridad, me avisarían inmediatamente y que enviaría a Chinon, desde el día siguiente, a los especialistas que de mutuo acuerdo hubiéramos considerado necesarios. Frecuentemente los problemas se resolvían en el día, pero, por supuesto, si era necesario se utilizaba un procedimiento más formal. Como se puede ver, en caso de incidente menor, no se trata de informes escritos y solemnes, examinados a nivel central, sino de aportar con rapidez una ayuda a nivel local; el método tenía la ventaja de que se podía informar exactamente al explotador

e instaurar una confianza recíproca que permitía intercambios de puntos de vista que beneficiaban a todos.

Aparecieron algunas dificultades que procedían del decreto por el que se creaba el CEA con relación a la construcción de centrales. Esta situación tuvo sus repercusiones en el campo de la seguridad. El asunto de la SENA permitió establecer las deseadas relaciones con la Dirección de Diseño. La SENA⁽²⁾, organización internacional, era la primera que construía una central del programa EURATOM y por esta razón se beneficiaba del suministro de uranio americano a bajo precio. Detalle importante: EURATOM debía dar su visto bueno sobre la seguridad de este reactor. Pero la central se encontraba en territorio francés, el CSIA disponía de la competencia para dar las oportunas autorizaciones de construcción y explotación.

Todo el mundo confiaba entonces en Westinghouse, «W», el «propietario», y todo se desarrolló bien durante un cierto período. Con el incendio de la protección térmica por encima del reactor sobrevino la primera advertencia. La investigación reveló que «W» conocía muy bien el fenómeno, puesto que ya se había producido el mismo incidente en otro reactor, pero no había considerado oportuno notificarlo. Poco después se encontraron escombros metálicos en el circuito primario.

«W» solicitó examinar un intercambiador y decidió que todo iba bien y que se podía volver a poner en marcha. Para el jefe de la central y para mí era demasiado pronto y, de mutuo acuerdo, decidimos que al más pequeño incidente se examinaría todo el circuito primario. Un incidente en una de las barras de reglaje desencadenó el proceso que permitió descubrir que las dos mitades de una pieza interna importante de la vasija se estaba desprendiendo.

Se emprendieron entonces dos acciones: pedí al Alto Comisariado que permitiera la participación de los expertos de EURATOM en el examen de seguridad; fui a ver a mi amigo Clifford Beck, al USAEC, para ponerle al corriente de lo que estaba pasando. Estuvo de acuerdo para que se solicitara a «W» que viniera a Francia a dar explicaciones y a realizar todos los estudios que le pidiéramos. Efectivamente, todo se desarrolló sin problemas.

El examen de seguridad duró mucho tiempo y terminó a satisfacción de todos, de la misma manera que las reparaciones que solucionaron definitivamente los defectos de fábrica. Otro resultado interesante fue que, a pesar de todo, la Dirección de Diseño confió en nosotros. Después de haber demostrado que sabíamos tratar rápidamente los incidentes menores, habíamos demostrado que éramos capaces de examinar a fondo los «casos graves».

2. Primera central de agua ligera a presión, de 300 MWe, construida en Francia en Chooz a partir de 1963, por la sociedad franco-belga, la SENA.

Competencia y actitud «crítica»

Para juzgar la valía de una organización de seguridad, nada vale más que la experiencia. La anécdota siguiente es tanto más rica en enseñanzas cuanto que se refiere a un caso de «interferencia» entre dos subcomisiones.

En el momento de poner en marcha la fábrica de Marcoule destinada a extraer el plutonio de los elementos combustible irradiados, al final de los años cincuenta, el Alto Comisario tuvo un último escrúpulo. Lo que estaba en juego era importante y era preciso que no se produjera ningún incidente que retrasara el suministro de este precioso elemento. Además, considerando que dos seguridades valen más que una y que dos opiniones, para que sean válidas, deben provenir de dos expertos diferentes, el Alto Comisario pidió al presidente de la Subcomisión de Seguridad de las Pilas que fuera a inspeccionar esta fábrica.

La visita se desarrolló bien. Las respuestas a las preguntas formuladas dejaron sin embargo sobreentender que ya se habían tratado los problemas de seguridad y que toda verificación era superflua. Sin embargo hubo un detalle que dio la oportunidad para pedir tal verificación: bajo una red de canalizaciones prevista para transportar las soluciones de materias fisionables puras, se encontraba un sumidero para recuperar las fugas eventuales. Evidentemente no se podía permitir que este sumidero tuviera unas dimensiones tales que,

en caso de que fortuitamente se llenara, pudiera transformarse en un reactor nuclear a causa de un accidente de criticidad inoportuno. Se examinaron las dimensiones. Sobre el papel eran correctas, pero se pidió una verificación. Un ingeniero fue a tomar las medidas exactas. Cuando volvió, se comprobó que las dimensiones diferían notablemente de las que estaban previstas en el proyecto, y que, de haberse llenado el sumidero, se podría haber creado un pequeño reactor. El problema se solucionó rápidamente y la discusión continuó cortésmente, lo que demuestra que los expertos en seguridad son muy bien recibidos cuando saben ser útiles.

Después de una investigación, se comprobó que el excelente albañil que había hecho el sumidero, había considerado sus dimensiones ridículamente pequeñas y había decidido modificarlas para que, según su experiencia, sus clientes se beneficiaran de un dispositivo «amplio». He aquí quien nos ha enseñado a verificar todo. Descartes había previsto ya el caso, puesto que había escrito que «no consideraba que algo era verdad si no había podido comprobar que lo era». El consejo era bueno y se ha seguido.

A la luz de nuestra actual experiencia, hay otra lección de esta anécdota que deberían recordar todos los que un día u otro pueden verse obligados a emitir un juicio sobre las características de seguridad de un sistema o de una instalación: el valor del diálogo es el que desde entonces se desarrolla dentro de

un clima de confianza y no en el marco de la autoridad, lo que permite mejorar el conocimiento del problema, y que cada cual evite usurpar las responsabilidades de sus compañeros. Creemos que hemos llegado al meollo de lo que debe ser una buena «práctica de la seguridad»:

- No hay que temer la complicidad «entre juez y parte», aunque algunos querrían hacer creer que amenaza la seguridad; hay que temer la incompetencia.
- El juez no debe quedarse en su despacho sino ir sobre el terreno y no debe dudar en pedir que le enseñen los datos sobre los que se basan los análisis.
- Muy rara vez se encuentran situaciones bien documentadas donde basta con aplicar el reglamento, e incluso en estos casos hace falta siempre examinar los aspectos específicos del problema que se plantea; un analista nunca debe convertirse en un «funcionario de la seguridad».

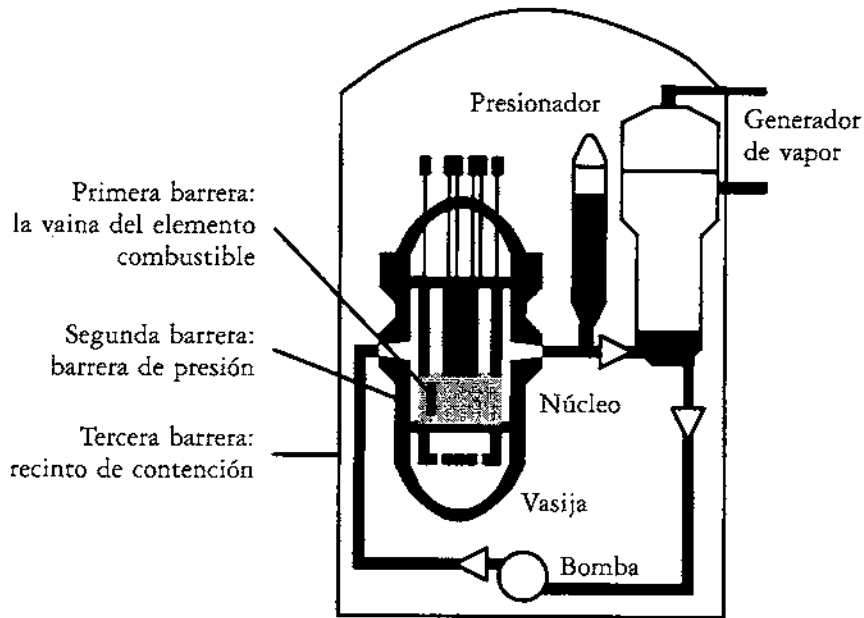
El método de las barreras

En la primera parte del libro se ha presentado el enfoque de la seguridad que hoy en día cuenta con el acuerdo casi unánime por parte de la comunidad nuclear internacional. El enfoque francés en materia de seguridad, desarrollado exclusivamente para su programa nuclear, se basa en el enfoque internacional que también ha contribuido a definir. Es instructivo recordar sus principios.

Una larga estancia en los campos de prisioneros fue la que dio a Jean Bourgeois la idea de utilizar barreras para contener y controlar los productos peligrosos engendrados en las instalaciones nucleares y deducir del análisis de su comportamiento, en circunstancias accidentales, la eficacia de la protección que éstas ofrecían. En un campo, el problema consistía en impedir a los sujetos considerados peligrosos que se fugaran y, por lo visto, los métodos empleados más allá del Rin no eran malos, al menos desde este punto de vista:

- Un obstáculo importante (dos metros de altura, dos de ancho y en el medio una red de alambre de espino). Como decían los militares sólo el fuego podía franquear este obstáculo; torres de observación protegidas y provista de ametralladoras; centinelas patrullando a lo largo del obstáculo.
- Un hilo de alambre tenso a una decena de centímetros del suelo impedía el acceso a este obstáculo y se abatía, sin advertencia previa, sobre cualquiera que franqueaba ese hilo situado a cinco metros de la red de alambre de espino.

Y he aquí cómo se propuso la teoría de las barreras: la barrera debía constituir un obstáculo y se debía mantener intacta mediante dispositivos que actuaran como último refuerzo; se debía vigilar y proteger el acceso a la barrera mediante un margen de seguridad, se debería detectar toda violación de este margen y desencadenar una acción; es más seguro utilizar



El concepto de las «barreras». Para prevenir un accidente nuclear, basta con mantener los productos radiactivos perfectamente confinados. Para ello, se interpone entre el medio ambiente y los productos potencialmente peligrosos producidos por la fisión, una serie de barreras herméticas y resistentes: vaina metálica del combustible, envolvente del circuito de refrigeración o barrera de presión y recinto de contención de hormigón. Jean Bourgeois sacó la primera idea de este concepto de su experiencia como prisionero.

varias barreras y esto condujo a una defensa en profundidad.

La noción introducida presentaba dos ventajas esenciales con respecto a las doctrinas entonces en vigor: en primer lugar la existencia de estas barreras era una realidad física indiscutible, y una vez definidas las cualidades exigidas, proyectistas y constructores podrían incluir muy pronto, con unos gastos mínimos, estos datos en sus proyectos; en segundo lugar, sobre estos objetos bien definidos las discusiones podrían ser fructíferas, y la experimentación eliminaría las incertidumbres.

Las barreras y sus componentes debían garantizar tres funciones:

- *La prevención.* El material utilizado debía poseer propiedades adaptadas a su función; debía definirse su margen de utilización así como las condiciones límite de pérdida de hermeticidad. El margen entre estas dos situaciones constituía el margen de seguridad. Para que el material sea aceptable, este margen debía permitir un restablecimiento del control de la instalación antes de dañar la barrera, lo que implicaba la existencia de las dos disposiciones siguientes.
- *La vigilancia.* Se debía detectar y señalar rápidamente si se rebasaba el límite de utilización previsto, para que se pudiera tomar una acción correctora apropiada.

Hacía falta pues vigilar permanentemente los parámetros implicados.

- *La acción.* Una vez que la vigilancia había jugado su papel, era necesario disponer de los procedimientos para actuar eficazmente de cara a conducir de nuevo la instalación a una situación normal. Una vez definido esto, hacía falta demostrar que cualquiera que fuera la rapidez con que rebasara el límite de utilización normal, estos procedimientos actuarían antes de que se empezara a deteriorar la integridad de la barrera.

El concepto de la defensa en profundidad estaba implícitamente tenido en cuenta en el método de las barreras; la sucesión de las barreras definidas constituía «la profundidad» detro de la que era posible efectuar las maniobras necesarias para el control efectivo de la instalación en todas las circunstancias. La noción moderna de defensa en profundidad integra hoy el concepto de barrera. Está claramente enunciado en el informe INSAG-3:

«Para prever los errores humanos y los posibles fallos mecánicos, se aplica un concepto de defensa en profundidad, que se organiza alrededor de niveles múltiples de protección que incluyen barreras susceptibles de impedir la liberación de sustancias radiactivas al medio ambiente».

La experiencia de funcionamiento

A lo largo de estos años, los responsables franceses de la seguridad han tenido como principal preocupación el replantearse permanentemente las evaluaciones de seguridad teniendo en cuenta los hechos, y ante todo la experiencia de funcionamiento, en Francia como en el extranjero. Con esta idea, los incidentes que se han producido presentan un interés primordial. Primero incitan a la modestia a aquellos que los han provocado, a los que no los habían previsto y a los que consideraban perfecto lo que habían hecho o creían que todo lo sabían.

(Señalemos de paso que la modestia es la madre de la seguridad). Permiten sobre todo mejorar, con conocimiento de causa, la instalación considerada así como el conjunto de las instalaciones similares. Conducen por último a una reflexión en profundidad sobre las consecuencias que hubieran podido acarrear si no se hubiesen podido controlar a tiempo, y de esta reflexión puede surgir la eliminación de un precursor de accidente grave.

La explotación de los informes sobre los incidentes presenta pues una gran importancia y el IPSN, como luego EDF, se dedicaron muy pronto y activamente a extraer de ellos un archivo lo más completo posible. La operación empieza primero con la recogida de datos, donde se encuentra una primera dificultad. El explotador sobre el terreno tiene una tendencia natural, y es normal, a no juzgar

la importancia de un incidente más que en términos de consecuencias reales; por tanto se produce un cierto olvido de las consecuencias potenciales y de su incidencia sobre la seguridad. La redacción y difusión de criterios de incidentes significativos permiten ayudar en esta distinción.

Se aprovechan pues las informaciones obtenidas de la manera siguiente:

- Se somete cada una de las informaciones a un análisis rápido cuyo objetivo esencial es detectar si el incidente puede ser precursor de un accidente grave.
- Si la respuesta a esta pregunta es positiva o si se puede aprender mucho de él, se procede entonces a un análisis en profundidad. El estudio emprendido se interesa por el detalle de la secuencia incidental incluyendo las reacciones de los operadores. Considera las diferentes formas en que el incidente hubiera podido degenerar en accidente grave y las medidas que la instalación y su personal hubiesen podido adoptar para evitarlo. Algunas de estas investigaciones han favorecido la revisión completa de la seguridad de un sistema implicado en un incidente.

El estudio de series de incidentes similares, refiriéndose a un mismo sistema o a una misma función de seguridad, merece una atención especial: permite comparar la fiabilidad preventiva con la fiabilidad real, punto esencial para la validación de

los estudios probabilistas de riesgos; Pone en evidencia las causas predominantes de incidentes y provoca la búsqueda de un remedio adaptado; pone de relieve algunas de las tendencias de los operadores y permite orientar mejor su formación.

Es obvio que interesa tener el mayor número posible de datos para obtener informaciones significativas. Se ha impuesto rápidamente una colaboración internacional activa en el campo de los intercambios de informaciones referentes a los incidentes. La organización se ha creado a través de relaciones bilaterales y posteriormente de organismos internacionales

La experimentación al servicio de la teoría

La doctrina francesa ha sido siempre esencialmente pragmática. Hay que garantizar el mantenimiento en buen estado de todas las barreras interpuestas entre los productos peligrosos y las personas del público. El sentido común indica que un accidente produce menos daños cuanto antes y más rápidamente sea controlado. En consecuencia en Francia se ha dado una particular importancia a la integridad de la primera barrera, la vaina del combustible (exigencia «de reactor limpio» es decir sin fugas de combustible, «adagio» definido por J. Bourgeois). Algunos han considerado a veces los elementos combustibles como un producto «consumible»; siempre se han considerado en Francia como un elemento esencial de la seguridad

y, por ende, han sido objeto de estudios a fondo, sobre todo experimentales. La barrera constituida por la vaina puede ser atacada desde el interior o desde el exterior. Los estudios correspondientes debían pues permitir la comprensión de su comportamiento tanto frente a los elementos combustibles como al refrigerante.

Cualquiera que sea la garantía que se pueda obtener sobre la integridad de la primera barrera, hay que ocuparse de salvaguardar la estanqueidad de la segunda (circuito primario y sus componentes), primero porque es determinante para la capacidad de refrigeración del combustible, luego para la integridad de la primera barrera, y también porque esta estanqueidad puede revelarse decisiva en el caso de que, como en TMI, el combustible se haya dañado seriamente. Se han dedicado a realizar los estudios correspondientes, recopilar y analizar y a disponer de los medios de prevención y vigilancia necesarios para el cumplimiento de esta función.

Por último se ha prestado igual atención a la tercera barrera física: el recinto de contención, que contiene el conjunto delicado de la instalación. Los estudios debían centrarse sobre el inventario de posibilidades de ataque interno y externo, y sobre los medios de defensa correspondientes. Del lado interno, había que determinar el «término fuente», es decir la naturaleza y la cantidad de productos peligrosos que podrían liberarse en la contención, las presiones susceptibles de producirse y los

medios para que sean aceptables, por último la importancia de las posibles descargas. Por el lado externo, las posibles agresiones estudiadas vendrían o de fenómenos naturales, como un terremoto o una inundación, o de misiles tales como aeronaves o trozos de turbinas, o incluso de explosiones debidas por ejemplo al entorno industrial.

No nos ha parecido posible dar en esta obra una visión exhaustiva de los recursos experimentales que se han utilizado para adquirir el mayor conocimiento práctico directamente utilizable en los análisis de seguridad. Nos limitaremos a dar un ejemplo particular: el programa CABRI relativo a la seguridad de los reactores de neutrones rápidos.

CABRI y la seguridad de los reactores rápidos

Se sabe que los reactores rápidos se caracterizan por el hecho de que su producción energética puede estar acompañada de una producción de materia fisionable en cantidad superior a la que se ha consumido para producir la energía (reproducción). Requieren un combustible rico en plutonio y una refrigeración por sodio líquido. Bajo el punto de vista de la seguridad, deben resolver la misma problemática que los demás reactores: evitar todo desequilibrio entre producción y extracción de energía, lo que implica garantizar las tres funciones críticas, control de la reactividad del núcleo, refrigeración del núcleo y confinamiento de la radiactividad. Los reactores reproductores de neutrones rápidos

plantean sin embargo estos problemas de forma diferente en comparación con los reactores de agua a presión. Algunas de estas características son favorables a la seguridad (ausencia de alta presión, gran inercia térmica del refrigerante, que además no se utiliza a temperaturas próximas a su punto de ebullición, de tal forma que es más fácil garantizar la refrigeración en todas las circunstancias). Se deben tener en cuenta por el contrario algunos inconvenientes específicos, propiedades químicas del sodio, por ejemplo, para evitar que un incendio o una reacción sodio-agua dañen los circuitos.

Un aspecto importante para la seguridad es que en funcionamiento normal el núcleo de un reactor rápido no se encuentra en su configuración de reactividad máxima. En un reactor de agua a presión, el agua que modera los neutrones es necesario para mantener la reacción en cadena. Cualquier aumento de potencia o cualquier reducción del caudal de agua en el núcleo provoca una vaporización del agua y la parada de la reacción en cadena. Se han llevado a cabo experiencias muy violentas, en reactores experimentales pequeños, que han demostrado que éstos eran estables sin intervención exterior, frente al aumento brusco de potencia. La situación es diferente para los reactores rápidos, ya que el sodio utilizado para la extracción del calor y la refrigeración de las barras de combustible, es un freno de la reacción en cadena. Una vaporización accidental del sodio en el centro del

núcleo, por improbable que sea, habida cuenta del gran margen hasta ebullición señalado más arriba, aumentaría la reactividad, es decir la tasa de multiplicación de neutrones, luego la potencia, amplificando de esta manera la expulsión de sodio y pudiendo provocar la aceleración del reactor³.

Muy rápidamente se sintió la necesidad de conocer el comportamiento del combustible en situación accidental extrema, es decir en el caso de variaciones brutales de potencia que simulen un embalamiento del reactor, para obtener elementos de juicio sobre la prevención de los accidentes hipotéticos que impliquen la fusión del núcleo y en lo referente a minimizar sus consecuencias. Los EE.UU. fueron los primeros en diseñar, un reactor experimental TREAT, con el que, a partir de 1959, sometieron muestras de combustible a breves pero violentos aumentos de potencia. Francia y Alemania decidieron en 1973 elaborar en común un programa del mismo tipo, pero de mayor amplitud y adaptado a los proyectos de centrales en los dos países. Fue de esta manera como nació el programa CABRI. Primero fue una empresa franco-alemana, a la que se unieron después Japón en 1975, a continuación Inglaterra en 1976 y finalmente los EE.UU. en 1978. El programa concluyó en 1987.

Esta dimensión internacional fue una característica fundamental del proyecto CABRI:

3. Hemos mencionado en el capítulo 4 el accidente correspondiente cuando citamos a los científicos Bethe y Tait.

dos jefes de proyecto, francés y alemán, coordinaron el trabajo experimental; una veintena de empleados extranjeros, destacados en Cadarache, participaron de esta manera en la preparación de los ensayos y en su análisis.

El programa CABRI ha permitido obtener datos muy preciados en un campo difícil de explorar. Los objetivos científicos que se habían fijado al principio se han alcanzado; se ha llegado a comprender y a simular los fenómenos físicos complejos que intervienen, en el transcurso de un accidente de reactividad, en un reactor rápido de neutrones. Este programa ha sido un ejemplo acertado de la cooperación

internacional, cuyo éxito ha permitido, al conjunto de los países comprometidos en el estudio de los reactores reproductores, disponer de una base común de información sobre aspectos delicados de la seguridad de este tipo de centrales.

Con posterioridad, se desarrollaron otros programas de investigación de seguridad sobre el modelo de cooperación internacional puesto en práctica para el CABRI. Este es el caso actualmente del programa PHEBUS-FP en Cadarache, para el estudio de la emisión y el transporte de los productos de fisión en un reactor de agua en caso de accidente grave.



8. La seguridad del parque nuclear

En este capítulo y en los sucesivos presentaremos el estado actual de la seguridad nuclear en Francia: una fotografía del nivel de seguridad de las instalaciones francesas tal y como se puede evaluar hoy en día, junto con una revisión de los aspectos que hoy nos parecen los más significativos para la seguridad. Esta fotografía tiene fecha: principios de 1995. No pensamos que resulte molesto para el lector que consulte esta obra dentro de algunos años, o en una época en la que, así lo deseamos, la electricidad de origen nuclear siga estando de actualidad, y en donde, en este caso, la seguridad será siempre la primera preocupación de los responsables. Nuestra experiencia nos ha enseñado que las cuestiones en materia de seguridad varían poco en su esencia a lo largo de los años. Es cierto que el progreso técnico y la experiencia introducen parámetros nuevos, pero los mismos temas vuelven regularmente. Siempre es instructivo saber como se han tratado estos temas, en un momento dado y en un determinado contexto.

Mencionaremos todos los tipos de centrales existentes en Francia hoy, incluidas las que se han parado definitivamente y para las que se plantea el problema del desmantelamiento, así como todas las instalaciones del ciclo, principalmente las que se refieren al almacenamiento temporal y definitivo de los residuos radiactivos. Consagraremos este capítulo a hacer una revisión de la seguridad de las

centrales de agua a presión que garantizan, hoy y seguramente por muchos años, la casi totalidad de la producción electronuclear nacional.

8.1. Visión de conjunto

La red EDF dispone de 54 reactores de agua a presión (REP) en servicio: 34 unidades pertenecen al grupo de 900 MW (6 de las cuales se habían contratado antes de la crisis del petróleo de 1973 y constituyen lo que se llama el grupo CPO) y 20 de 1.300 MW. Desde su conexión a la red estas 54 unidades han acumulado un funcionamiento total del orden de 600 años-reactor, lo que corresponde a una edad media de 10 años, 13 años para los del grupo 900 y 7 años para los del grupo 1.300.

Es importante recordar que el parque francés REP está «normalizado». Aunque evidentemente cada unidad en servicio tiene su propia personalidad, dependiendo de los sucesos con los que ha podido encontrarse a lo largo de su construcción y de su funcionamiento, función sobre todo de los hombres sobre los que ha recaído la responsabilidad y que no son intercambiables, el diseño de todas las unidades de un grupo es idéntico.

No se insistirá aquí sobre las ventajas de la normalización desde el punto de vista industrial, principalmente en términos de reducción de costes y plazos para la realización sino también en términos de reducción de estudios

a realizar en caso de introducir modificaciones. Un país del tamaño de Francia no hubiera podido jamás realizar con éxito un programa de tal envergadura sin la elección decisiva de la normalización. En cambio debemos analizar el impacto de esta elección sobre la seguridad del parque. La normalización implica «congelar» en un momento preciso las normas utilizadas para el diseño del grupo, por tanto basarse en un conjunto de conocimientos que se detienen en esa época. Sin embargo, la adquisición de conocimientos es un proceso continuo, y en consecuencia se está inevitablemente confrontado a una desviación entre las bases sobre las que se ha diseñado el modelo normalizado y el estado de puesta al día de las normas y datos. Se plantea la cuestión de la «adecuación», válido en todos los campos, pero especialmente crucial en materia de seguridad: ¿se puede proseguir sin cambios la explotación de una instalación diseñada con antiguas normas, o se le deben aportar correcciones, y en qué plazo?

Está claro que no se puede ignorar la evolución de los conocimientos que obligan a reconsiderar la seguridad de una instalación existente, pero tampoco se puede explotar en buenas condiciones de seguridad una instalación que se está modificando siempre. Una política razonable consiste a la vez en introducir sin demora en las centrales en funcionamiento los conocimientos nuevos cuando éstos tienen una importante repercusión sobre la seguridad de estas instalaciones, y

también proceder periódicamente a una revisión de conjunto de la seguridad de las centrales, para asegurarse de su coherencia con el estado actual del conocimiento. La reglamentación francesa prevé, con mucho acierto tal revisión, y se procede a su realización cada 10 años.

En la práctica hoy en día los 34 REP del grupo de 900 MW están al mismo nivel, el del último reactor del grupo puesto en servicio en 1987, Chinon B-4. Esto quiere decir que integran todos los conocimientos adquiridos hacia finales de los años 80, y principalmente las lecciones post-TMI. Para los REP más antiguos, diseñados según las normas en vigor a principios de los años 70, y aplicadas la mayoría de ellas a las centrales americanas de la época, esto ha necesitado importantes modificaciones. Con motivo de las visitas decenales de las 6 primeras unidades de 900 MW (grupo CP0), de 1987 a 1990 es cuando se han realizado estos trabajos que permiten hoy considerar que, desde el punto de vista de la seguridad, estas centrales son equivalentes a las otras 28 unidades del grupo de 900.

Pero la adecuación del grupo 900 no ha terminado todavía. EDF procede permanentemente a examinar el impacto del progreso de los conocimientos sobre la seguridad. Se han decidido, y aprobado ya, por parte de la Autoridad de Seguridad (AS), un primer conjunto de modificaciones. El examen continúa; el objetivo es definir una referencia de

diseño válida para una década. El mismo ejercicio se realizará, con una diferencia de algunos años, para el grupo de 1.300 MW. Esta práctica de reactualizar cada diez años, completada por reactualizaciones puntuales, si se produce algún fenómeno nuevo importante, permite garantizar que el diseño de un grupo a lo largo de toda su explotación se mantiene de acuerdo con las intenciones iniciales de los proyectistas, corregidas gracias a los progresos realizados desde este diseño. Para evaluar cuál es el actual nivel de seguridad, es a este diseño evolucionado, que vamos a resumir en las próximas páginas, al que hace falta referirse.

8.1.1. La seguridad en el diseño

Hemos presentado en los capítulos precedentes el concepto técnico establecido fundamental en las instalaciones nucleares para asegurar una buena seguridad: la seguridad a ultranza. Se aplica primero a la elección de los criterios utilizados para el diseño de materiales y equipos, criterios que deben permitir operar en funcionamiento normal, de amplios márgenes de seguridad para hacer frente a las perturbaciones de la explotación y a las degradaciones de las prestaciones con el tiempo. Estos criterios están «fechados» y evolucionan con el tiempo para tener en cuenta los conocimientos adquiridos. En Francia, para los REP, se han modificado los criterios detallados que el explotador impone a todos sus constructores, los RCC, Normativa de Diseño

y Construcción, desde el grupo 900 MW hasta el grupo 1.300 MW y han sido objeto de actualizaciones sucesivas.

En la práctica los proyectistas de una central deben verificar que unas líneas de defensa fuertes e independientes permiten controlar todas las situaciones que pudieran presentarse. El explotador y las autoridades de seguridad han acordado examinar una lista limitada de situaciones accidentales escogidas de forma que sean representativas de los riesgos (gestión de los «accidentes que engloban otros»). Dentro de esta lista, las situaciones están clasificadas por categorías en función de las frecuencias estimadas del conjunto de situaciones que «engloban»; en cada categoría, las consecuencias de cada «situación envolvente» deben mantenerse inferiores a unos valores de referencia, y se aceptan consecuencias tanto más importantes cuanto más improbables sean las situaciones.

Para cada situación «envolvente», el informe de seguridad analiza el comportamiento de la central haciendo un cierto número de hipótesis pesimistas; algunas tienen como finalidad garantizar que la evaluación conserva un margen de seguridad con relación a la realidad, a pesar de algunas posibles insuficiencias de conocimientos; otras constituyen lo que se llaman situaciones «agravantes»: el caso más típico es el del criterio del «fallo único», que obliga a suponer que cualquiera que sea el equipo llamado a intervenir puede no estar disponible. Aplicando este criterio

sistemáticamente es como se llega a la redundancia de los equipos de seguridad, principio presentado en la primera parte de esta obra. El análisis permite en cada situación definir los sistemas que tienen que intervenir para restablecer *in fine* una situación segura (reactor parado, núcleo refrigerado y radiactividad confinada) y para limitar los escapes accidentales durante secuencias dentro de los límites aceptados por la autoridad de seguridad, de donde procede la denominación de «accidentes base de diseño». El nivel de seguridad en el diseño es función muy directa de este análisis determinista, donde una vez aceptadas las reglas del juego, no se plantean más preguntas sobre la probabilidad de que se produzcan las secuencias analizadas. Más adelante, se verá cómo la seguridad del parque REP se ha intensificado mediante un análisis probabilista.

Un examen va a permitirnos precisar el nivel de protección de los REP como resultado únicamente del enfoque determinista: se trata de un accidente que afecta a una de las tres funciones críticas, la refrigeración del núcleo. Se podría desarrollar de la misma manera las protecciones instaladas para mantener las otras dos funciones críticas, control de la potencia y confinamiento de la radiactividad.

El mantenimiento de una refrigeración satisfactoria depende de dos condiciones: que el circuito de circulación de agua a presión se mantenga hermético, así como sus componentes

(segunda barrera), y que los medios necesarios para asegurar la circulación se mantengan operativos. Las situaciones base de diseño tienen en cuenta: los riesgos de despresurización momentánea (apertura de válvula), de pérdida mínima de fluido primario (pequeñas fisuras), de ruptura brutal de la canalización mayor (rotura en guillotina). En cada caso, se calcula la evolución de las temperaturas en el núcleo y se ponen en marcha los sistemas de salvaguardia garantizando la refrigeración suficiente para conservar la hermeticidad de la primera barrera. Estos cálculos han supuesto que todo sistema llamado a intervenir podría averiarse (criterio de fallo único) y que todos los parámetros tomasen los valores más desfavorables posibles (conservadurismo de hipótesis). Para los accidentes más frecuentes, se ha admitido que se perdía al mismo tiempo el suministro eléctrico externo, y para todos los accidentes se ha supuesto que podrían producirse como consecuencia de un terremoto. Este análisis ha llevado a instalar tres sistemas de refrigeración de emergencia independientes, estando cada sistema por lo menos duplicado y diversificado para evitar los casos de fallo por causa común: un sistema accionado por bombas de alta presión, un sistema estático a partir de acumuladores y un sistema de baja presión concebido para hacer recircular durante mucho tiempo el agua vertida anteriormente y recogida en los vertederos. Todos los sistemas están preparados para mantenerse operativos en las condiciones extremas observadas en caso de accidente.

Este análisis determinista no tiene para nada en cuenta las disposiciones tomadas para prevenir los sucesos que originan las secuencias accidentales. Sin embargo se pone especial atención en el diseño y la realización de las tuberías del circuito primario, en aplicación de textos reglamentarios (disposición de 1974). Se concibe pues que tal enfoque pueda ser eficaz y la experiencia rara vez ha demostrado lo contrario. Sin duda alguna Three Mile Island es un ejemplo de accidente de refrigeración; pero el diseño no se pone directamente en duda, ya que los sistemas de emergencia citados anteriormente habían funcionado correctamente; el operador es quien los había puesto momentáneamente fuera de servicio porque no entendía lo que estaba ocurriendo.

Podríamos multiplicar los ejemplos o desarrollar de forma más rigurosa y completa el que hemos elegido. Nos basta decir que el diseño de los REP EDF está muy de acuerdo con sus objetivos iniciales. En el futuro se podrán fijar nuevos objetivos más ambiciosos. Cuando abordemos los reactores del futuro, volveremos sobre ciertos aspectos importantes del diseño, principalmente el confinamiento de la radiactividad.

Una protección completada mediante un análisis probabilista

Se ha completado el diseño determinista inicial mediante el desarrollo de enfoques probabilistas. Históricamente, un enfoque de

este tipo fue introducido en primer lugar para tratar disposiciones que había que tomar con respecto a sucesos de origen externo a las instalaciones, para situarlos con respecto a las situaciones accidentales de origen interno. Así es como para la protección contra los riesgos ligados a las posibles caídas de aviones sobre las centrales nucleares REP, los organismos de seguridad franceses han pedido que se diseñen los diferentes grupos teniendo en cuenta la hipótesis de la caída de un avión, pero excluyendo la aviación militar y la aviación comercial, lo que conducía a prohibir ciertos emplazamientos para los cuales no se podía demostrar la muy baja probabilidad de caída de una de estas aeronaves.

Desde 1977, con motivo del examen de las grandes opciones técnicas de las unidades de 1.300 MWe, las autoridades francesas de seguridad han fijado un objetivo global de «consecuencias inaceptables de probabilidad inferior a 10^{-6} por año y reactor», completado mediante una disposición que conduce a no tener en cuenta, dentro de los análisis probabilistas correspondientes, el conjunto de sucesos cuya probabilidad de ocurrencia fuera inferior a 10^{-7} por año y reactor. El objetivo global está fijado en términos de «consecuencias inaceptables», sin valores numéricos precisos para las descargas radiactivas correspondientes; éstas deben precisarse teniendo en cuenta los efectos ligados a los emplazamientos y las medidas de protección a la población. El objetivo ha sido considerado razonable habida cuenta de los resultados del

informe WASH-1.400 y de las mejoras aportadas a las unidades francesas después de TMI.

Por otra parte se había pedido a EDF que examinara mediante un estudio probabilista si los fallos simultáneos de las vías redundantes de los sistemas importantes para la seguridad debían tomarse en cuenta en el diseño de los REP. Se podían utilizar algunas hipótesis y métodos de cálculo realistas. Este enfoque ha permitido que el diseño de los REP EDF se dirija hacia una mejor prevención de los accidentes graves por tanto hacia una mejor seguridad. Ha demostrado la necesidad de medidas adicionales para las situaciones que están más allá de la lista convencional citada más arriba. La directriz de 1977 pedía a Electricidad de Francia que examinara en particular las probabilidades y las consecuencias de:

- El fallo de un sistema de parada de emergencia durante transitorios que necesiten la intervención de los sistemas de seguridad.
- El fallo de los sistemas que permiten la evacuación del calor producido en el reactor hacia la «fuente fría» o desde esta misma «fuente fría».
- Y el fallo simultáneo del conjunto de las alimentaciones eléctricas (pérdida de energía eléctrica total).

Después de estos estudios, se establecieron algunas disposiciones adicionales. Las hemos

presentado ya en el capítulo dedicado al programa post-TMI. A continuación ilustramos el caso de fallo simultáneo de las alimentaciones eléctricas.

La protección contra la pérdida de energía eléctrica

El suministro de energía eléctrica a las centrales nucleares de agua a presión queda garantizado mediante cuatro fuentes independientes: dos fuentes externas a partir de la red de distribución de energía eléctrica de Electricidad de Francia y dos fuentes internas constituidas cada una por un grupo electrógeno accionado por un motor diesel; existe además una posibilidad de producción de electricidad autónoma de los grupos turboalternadores sobre sus auxiliares. Estas fuentes de potencia alimentan las dos vías independientes (vía A y vía B) de distribución de energía eléctrica a los equipos que realizan las funciones de seguridad y salvaguardia a través de dos tableros de 6,6 kV llamados de «emergencia»; un grupo electrógeno está asignado a la vía A, el otro a la vía B. Se ha puesto de manifiesto que, para los reactores de 900 MWe, la pérdida simultánea del conjunto del suministro eléctrico podía provocar en poco tiempo consecuencias graves, en concreto porque ocasionaría la pérdida de la inyección de agua a las juntas de las bombas del primario, con pérdida de la integridad del circuito primario en un plazo del orden de tres horas. La probabilidad correspondiente

era del orden de $2 \cdot 10^{-5}$ por año; la mitad se debía al fallo espontáneo de las fuentes de alimentación y la otra mitad al de los dos tableros de 6,6 kV.

Esta situación ha conducido a EDF a establecer medidas para reducir la probabilidad de accidente. La utilización de una turbina de gas y la instalación de medios capaces de realimentar un panel de 6,6 kV mediante un grupo electrógeno de una unidad vecina han permitido reducir a 10^{-7} por año la probabilidad de accidente ligada a la pérdida de las fuentes. Dado que no se podía garantizar la reparación de los paneles de emergencia que se suponían averiados en un plazo corto, se ha aumentado el plazo de que dispondría el explotador garantizando la inyección de agua en las juntas de las bombas del primario, para evitar la pérdida de integridad del circuito primario, hasta llegar a una situación más segura en la que esta inyección ya no fuera necesaria. Esto ha quedado asegurado mediante una bomba existente (bomba de test) a la que se ha acoplado un grupo turbo-alternador alimentado con vapor mediante unos generadores de vapor.

Con estos medios adicionales, la probabilidad de accidente ya no era de $5 \cdot 10^{-6}$ por año; la secuencia dominante correspondía a un fallo simultáneo de los paneles de emergencia durante una duración superior a la que toleraría la reserva de agua del sistema de alimentación de los generadores de vapor que sirven para la evacuación de la potencia residual.

Para reducir la probabilidad de esta secuencia, bastaba con introducir agua en los generadores de vapor por gravedad y utilizar una bomba de extracción al condensador. Desde entonces, la probabilidad de accidente grave se ha reducido a 10^{-7} por año.

Ventajas obtenidas con un diseño evolutivo

El diseño de los REP franceses en funcionamiento hoy está muy directamente inspirado en las reglas y prácticas americanas de los años 70. Este diseño se ha «afrancesado»: a nivel industrial a partir del grupo 1.450 MW (N4), que no tiene ya ninguna central de referencia al otro lado del Atlántico, a nivel de seguridad para el conjunto de las centrales explotadas hoy en día. En efecto, desde Fessenheim I, Francia ha juzgado indispensable adaptar las prácticas americanas a la experiencia técnica así como a la tradición administrativa francesa. Fue especialmente la parada de 1974 sobre el diseño y la vigilancia del circuito primario ya citado. Muy rápidamente la experiencia adquirida en Francia con motivo de los programas nucleares anteriores tuvo un impacto sobre la seguridad del diseño del parque: se ha adaptado a las características de los emplazamientos seleccionados; ha integrado la preocupación aportada por Francia a la hermeticidad de la primera barrera; ha tenido en cuenta el retorno de la experiencia internacional. El contrato de doce REP 900 MW pasado a título del programa Mesmer en 1973 incluía un cierto

número de exigencias de seguridad francesas que no debían nada a las normas americanas; citemos simplemente las disposiciones que permiten retirar los generadores de vapor en una sola pieza, sin tener que desmontarlos como en las unidades precedentes, que ilustran el hecho de que teníamos conciencia de las dificultades que corrían el peligro de surgir en el futuro. Por otra parte es lamentable que los ingenieros franceses no hayan querido ir hasta el final de esta gestión y no se hayan atrevido a reconsiderar ciertas elecciones de Westinghouse, como la del inconel 600, cuando los investigadores franceses habían demostrado sus insuficiencias mediante ensayos en laboratorios, tanto en EDF como en el CEA.

No se trata aquí de hablar de la autosatisfacción. En lo que nos concierne, hemos considerado siempre que los buenos especialistas en seguridad se reconocen por tres virtudes: la competencia, la sangre fría y la humildad. Pero si se quiere juzgar el nivel actual de seguridad de nuestras instalaciones nucleares y comprender cómo se han podido obtener los resultados que expondremos, es necesario conocer los esfuerzos que se han hecho en nuestro país. Hay un punto en particular sobre el que consideramos que Francia ha sido ejemplar: es el haber puesto en marcha muy pronto una verdadera política de retorno de la experiencia. Hemos estado siempre muy atentos a los incidentes que se producían fuera de nuestras fronteras, lo que ha hecho que

pudiéramos reconsiderar ciertas opciones de diseño; pero además, aprovechando el efecto positivo de la normalización, bajo la presión de la Autoridad de Seguridad y de sus apoyos técnicos, EDF ha establecido con el programa REP un sistema muy preciso de recopilación de toda su experiencia de explotación y de análisis de los hechos más sobresalientes.

Este análisis de la experiencia, tanto nacional como internacional, ha sido el motor de la evolución del diseño de los REP EDF. Para las centrales en servicio, la evolución toca a su fin. El enfoque evolutivo del diseño seguido en nuestro país, al precio por otro lado de modificaciones realizadas sobre las centrales en servicio que han tenido un impacto económico importante, ha permitido a EDF disponer de un parque con un diseño seguro. Nos parece en particular muy significativo que nuestros REP estén en la práctica conformes a los principios fundamentales de seguridad enunciados en el Informe INSAG-3, de los que hemos hablado extensamente en la segunda parte de esta obra. Los REP EDF se han visto favorecidos por hecho de haber llegado más tarde y porque otros, los EE.UU. en particular, habían abierto el camino. Pero pensamos que también hace falta reconocer el mérito de los actores franceses, EDF, CEA, Framatome, DSIN y IPSN.

8.1.2. La calidad de la realización y de la explotación

Comprometido en la línea de las centrales americanas, el programa REP EDF ha aplicado desde el principio las normas de garantía de calidad (AQ) elaboradas en los EE.UU. La garantía de calidad tiene por objeto detectar todo defecto en el proyecto, fabricación o instalación de material, que tendría repercusiones negativas sobre la capacidad de cumplir la misión prevista en el diseño. Detectado el defecto, el procedimiento prevé su corrección y una verificación final. Se archiva todo el proceso, lo que permite volver a las fuentes si durante la explotación aparecen defectos que habían escapado al sistema AQ. Las centrales de grafito-gas no se han realizado según un procedimiento normalizado de este tipo; no por eso hace falta concluir que la calidad de su realización es menor, aunque no sea más que porque se remontan a una época en la que se podía tener mayor confianza en la buena calidad del trabajo quienes trabajaban respetuosos del «bien hacer»; en cambio es indiscutible que cuando uno se hace preguntas sobre el origen de los defectos observados durante la explotación, por otra parte frecuentemente descubiertos gracias a los adelantos realizados en los métodos de control, es mucho más difícil remontarse al origen para saber si este defecto es o no evolutivo. El origen de la parada precoz de Chinon A-3 en 1990 hay que buscarlo en parte en esta dificultad.

El establecimiento de la AQ en el seno de EDF, de su constructor principal Framatome y de sus subcontratistas, no ha sido siempre fácil. No hay que extrañarse que haya podido haber «fallos» y que defectos más o menos serios hayan escapado a un sistema que ambicionaba la perfección. Pero la normalización ha venido en nuestra ayuda. En efecto, incluso si un tamiz puede dejar pasar piedras que deberían haber quedado retenidas en sus mallas, la repetición de la misma operación en varias decenas de unidades tiene grandes probabilidades de descubrir el defecto un día u otro. Esto es lo que ha pasado por ejemplo a finales de los años 70 con la detección de defectos bajo el revestimiento observados en las toberas de una veintena de vasijas del grupo 900 MW. Este defecto resultaba de un procedimiento de soldadura mal validado. Estaba en algunas de las vasijas precedentes pero había pasado desapercibido durante el control. Este defecto se corrigió en todas las vasijas que todavía no habían sido irradiadas, que eran la mayoría. Se modificó el procedimiento de soldadura en todas las demás vasijas, pero ha planteado un problema delicado para las vasijas en servicio, aunque no tan difícil como si se hubiera descubierto inesperadamente, en funcionamiento, durante una inspección periódica posterior. El análisis de seguridad ha podido desarrollarse dentro de la serenidad; ha demostrado que, a condición de que estos defectos no evolucionen a lo largo del funcionamiento, no plantean verdaderos problemas

de seguridad (lo que demuestra de paso la utilidad de los márgenes que se tomaron durante el diseño), ha bastado pues que EDF establezca un sistema de vigilancia eficaz. Hoy en día se puede decir que las hipótesis que se hicieron en su día se han confirmado a través de todos los controles efectuados desde entonces.

Este ejemplo nos hace comprender que durante la explotación es cuando se van a descubrir los defectos de calidad residuales. Para cada descubrimiento, es esencial proceder a hacer un análisis de seguridad con el fin de evaluar el riesgo al que nos exponemos y definir la política a seguir: dejar el defecto tal y como está o corregirlo dentro de un plazo más o menos corto. El análisis debe ser contrastado por el explotador y los expertos de la autoridad de seguridad y la decisión propuesta por el explotador debe recibir el acuerdo de esta autoridad. El debate técnico puede resultar bastante «preciso» y llegar a una solución óptima dependerá de la calidad de las relaciones entre los organismos. De cualquier forma, será mucho más fácil encontrar la solución si el defecto aparece lo más precozmente posible, en particular si se trata de un defecto «de fabricación», consecuencia de un error sistemático en los procedimientos o las prácticas. En este caso el examen de todas las unidades afectadas, sabiendo que su duración de funcionamiento está escalonada en el tiempo en función sus compromisos, permite ampliar la base de datos, y principalmente concluir sobre un punto esencial:

¿se debe o no esperar a que estos defectos evolucionen en operación? Por supuesto la política a seguir dependerá de los resultados. Se dice a menudo que un programa normalizado es más sensible, que un programa diversificado, a este tipo de descubrimientos. Es verdad en cuanto a la disponibilidad, que puede verse afectada. Ha habido ejemplos de ello en el parque EDF. La pérdida de disponibilidad resulta de la multiplicación de los exámenes que implican paradas de producción pero, contrapartida positiva con relación a la seguridad, se tiene la certeza de haber ido a mirar allí donde había un problema, mientras que en el programa diversificado nos veríamos obligados a esperar que se descubriera este problema más tarde. El precio que hay que pagar en términos de disponibilidad queda pues compensado por la mejora de la seguridad del parque, todas las unidades estarán automáticamente protegidas gracias a los descubrimientos realizados en una de ellas.

En general consideramos que la calidad de los REP franceses es buena. Disponen ahora de suficiente experiencia para que se hayan revisado prácticamente todos los defectos importantes que debían descubrirse durante los primeros años de funcionamiento. Las inspecciones reglamentarias que están previstas cada diez años han aportado la prueba de que el grupo de 900 MW está en buen estado después de diez años. Cabe esperar una conclusión análoga para el grupo de 1.300 MW.

La experiencia extranjera, en particular la americana, con centrales que han sobrepasado los 30 años de servicio, no deja presagiar ningún fenómeno nuevo de evolución rápida que hubiera pasado desapercibido hasta ahora. Hemos dicho anteriormente que el diseño de las centrales a lo largo de su vida está de acuerdo con las intenciones iniciales en materia de seguridad. A condición de que los programas actuales de vigilancia e inspección conserven su eficacia se puede decir, según nuestra opinión, otro tanto de su calidad de realización. Evidentemente el explotador no debería utilizar como argumentos estos buenos resultados, para disminuir de manera injustificada los controles, ensayos y exámenes diversos; la «curiosidad» en la materia debe ser para él un imperativo de seguridad. Por otra parte pensamos que la experiencia le demostrará que es igualmente una buena inversión para garantizar un funcionamiento satisfactorio en el futuro, como lo ha sido hasta ahora.

La seguridad durante la explotación

Evidentemente durante la explotación es cuando se pone de manifiesto, para bien o para mal, el nivel de seguridad. En esta fase es cuando se deben gestionar las consecuencias de las insuficiencias del diseño o de los fallos en la calidad de la realización, y estas consecuencias pueden ser muy diferentes dependiendo de la manera en que se detecten las situaciones y como se traten. Por añadidura

algunos errores de los operadores pueden iniciar o agravar las secuencias accidentales. Desde el principio EDF ha tomado conciencia de la importancia para la seguridad de una explotación de calidad, pero esta importancia no hace más que aumentar con el impacto del accidente de Three Mile Island y las lecciones aprendidas de la experiencia de funcionamiento del parque.

EDF se ha esforzado por llevar a buen puerto dos tipos de tareas para obtener y mantener un alto nivel de seguridad operacional:

- Establecer un conjunto coherente de procedimientos y prácticas destinadas a prevenir los accidentes y a tener capacidad de respuesta si éstos se producen; organizar un entrenamiento específico del personal principalmente para hacer frente a las situaciones accidentales, con ayuda de simuladores; prepararse para gestionar de la mejor manera posible los eventuales accidentes manteniendo una buena disponibilidad de los medios de intervención correspondientes.
- Verificar permanentemente que se mantiene un nivel apropiado de seguridad en explotación y tomar disposiciones correctoras si es necesario.

Hemos mencionado ya la primera tarea realizada por EDF cuando presentamos el programa post-TMI. Incluso si hay que permanecer atentos a errores e insuficiencias puntuales que siempre pueden existir, en especial por

el hecho de que una central nuclear se modifica con el transcurso del tiempo, pensamos que el conjunto de los procedimientos y prácticas de explotación tienen un buen nivel en las unidades EDF. Dicho esto, no hay que contentarse con este testimonio de satisfacción, muy al contrario. Con mucha razón el INPO, organismo que procede de los productores de electricidad de origen nuclear americanos y creado después de TMI, insiste sobre el hecho de que todos los explotadores nucleares deben buscar la «perfección» en su explotación, si quieren conseguir una buena seguridad.

Para saber si se tiende realmente hacia esta perfección, hace falta comparar permanentemente con la realidad de la explotación. Existen varios métodos que permiten la autoevaluación de los equipos. El primero hace referencia a los indicadores de resultados, que permiten a todos los que intervienen seguir los resultados de sus actividades y las tendencias, progresos o degradaciones, y comparar con otros, en especial con los mejores, haciendo de esta manera entrar en juego una sana emulación. Los indicadores se utilizan mucho en EDF; presentaremos sus resultados más adelante.

Las «revisiones realizadas por terceros», todas las visitas de expertos o de otros explotadores, todos los intercambios de experiencia que permiten confrontar las prácticas y los resultados son también medios de evaluación indispensables. EDF organiza revisiones internas

como éstas en el marco de programas llamados VISUREX⁽¹⁾; el OIEA tiene sus programas a los que EDF acude frecuentemente desde hace cerca de 10 años. Pero es sin duda en el seno de WANO donde estas revisiones deberían finalmente ser más extensas y eficaces; aguas arriba de todo incidente, el conocimiento directo de la experiencia de otros y la valoración que puedan aportar sobre su trabajo representa una ayuda inapreciable para mejorar la seguridad de su instalación. El control de la explotación por parte de la Autoridad de Seguridad es distinto de «las revisiones realizadas por terceros» pero por ello no dejan de ser un elemento igualmente esencial en la búsqueda de un alto nivel de seguridad.

El retorno de la experiencia es por último el mejor medio para detectar los defectos de la explotación. Se ha establecido en EDF un proceso muy elaborado de retorno de experiencia desde que se comenzó la explotación de los REP. Se recogen los sucesos más insignificantes que puedan tener una repercusión sobre la seguridad. Se vigila la fiabilidad de los materiales, también el error humano. Este banco de datos es una fuente de información inestimable. Esta es una de las razones que debe hacernos conceder la mayor importancia a los «fallos» dentro del sistema de retorno de la experiencia, cuando éstos se producen; son siempre un índice de insuficiencia dentro de la Cultura de Seguridad, concepto muy importante para la seguridad durante

1. Visitas Seguridad Retorno de la Experiencia.

la explotación, sobre el que volveremos en detalle más adelante dentro de este capítulo, así como volveremos sobre la acción que la Autoridad de Seguridad y sus apoyos técnicos ejercen en este campo.

El retorno de la experiencia del parque EDF puede considerarse «globalmente positivo». Pero deja también entrever que todavía se puede avanzar más. EDF ha tomado conciencia de ello hace algunos años, después de haber asimilado el programa post-TMI. Tanto en la dirección, como el mantenimiento y la gestión de las modificaciones, EDF se ha comprometido a hacer ciertas gestiones para progresar en estos tres temas, puesto que en materia de seguridad se corre siempre el riesgo de retroceder si no se busca progresar.

8.2. Algunos temas importantes de actualidad

Hemos seleccionado tres informes técnicos. No abarcan todas las cuestiones que hoy en día plantea la seguridad de las centrales nucleares del tipo REP-EDF, pero nos han parecido los más importantes durante las fases de explotación de las centrales existentes y de construcción de las nuevas instalaciones, tanto en lo que se refiere a su impacto relativo sobre el nivel de seguridad como frente a la continuación del desarrollo del sector nuclear en Francia.

8.2.1. El comportamiento de los componentes

Como hemos recordado en varias ocasiones, la seguridad es un todo: diseño correcto, calidad de realización y rigor de explotación. Con los REP-EDF la experiencia ha confirmado progresivamente la validez del diseño y los defectos de los componentes que ya existían al comienzo se han ido eliminando sucesivamente. Ahora hace falta estar atento al envejecimiento de los materiales, teniendo cuidado de reemplazar siempre los elementos deteriorados, tanto los que se han observado como los que quedan por aparecer dentro de un enfoque de seguridad. Pasaremos revista a dos problemas particulares de actualidad en los años que han precedido la redacción de esta obra, pero de alcance suficientemente general para ser representativos de posibles dificultades en los años venideros: los generadores de vapor y los tapas de las vasijas.

Los generadores de vapor

El generador de vapor (GV) es un componente esencial para la producción, pero también es importante para la seguridad, principalmente porque una pérdida de la estanqueidad de los tubos del GV crea una conexión directa entre los fluidos primario y secundario y por consiguiente interrumpe el confinamiento, puesto que las tuberías del secundario están en su mayor parte en la parte externa del recinto de contención. En los EE.UU. los GV han tenido serias dificultades debidas a diversos fenómenos de corrosión, vibración y

fatiga. Posteriormente EDF y Framatome hicieron todo lo posible para corregir las causas que los originaron. Desgraciadamente dejaron escapar una cuestión importante, la corrosión bajo tensión, corrosión de la aleación incoel 600 que se escogió para los tubos del GV siguiendo los consejos del propietario Westinghouse, producida por el agua del primario. Esto se ha traducido al cabo de unos años de explotación en defectos que han obligado a reforzar considerablemente los controles y a desatranchar como medida preventiva un gran número de tubos. El estado de los GV del parque REP EDF empezó a deteriorarse en 1984-1985 y el problema se agravó hacia 1989-1990. Desde entonces se ha podido frenar la evolución del fenómeno, pero entre tanto se detectaron otros problemas.

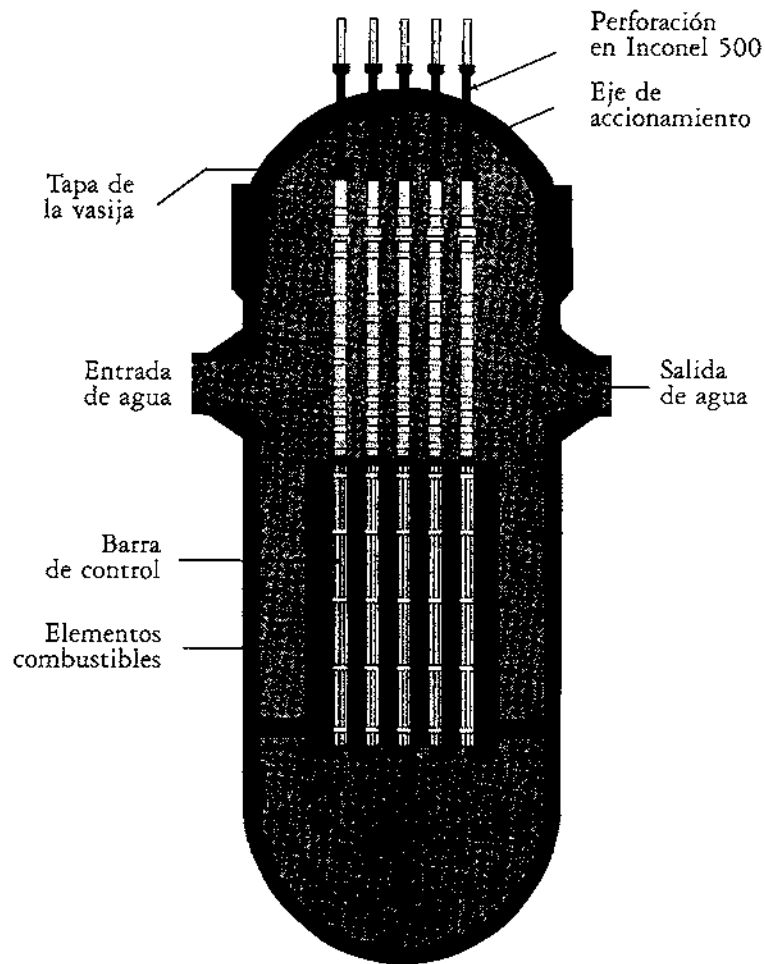
166

Solucionados los problemas del lado del primario, la corrosión y el deterioro del lado del secundario han adquirido mucha importancia. La corrosión de las placas horizontales del GV es un fenómeno conocido desde hace varios años. Este fenómeno es principalmente la causa más importante del tapo-namiento de los tubos en las centrales extranjeras. En Francia se apreciaron ciertas indicaciones de defectos en 1986 en Fessenheim y se tomaron precauciones adicionales. Se siguió la evolución del fenómeno; lento al principio tanto por el número de centrales implicadas como por la magnitud de la corrosión de los tubos afectados, se aceleró en 1991. Se tendrá que seguir con mucha atención este tipo de corrosión en el futuro. El tratamiento que

se ha dado a las anomalías detectadas, la extensión de los controles, las evaluaciones para comprender mejor los fenómenos implicados representan otras tantas dificultades que hay que corregir en tiempo real.

Esta dificultad es la factura que hay que pagar para garantizar nuestra doctrina de vigilancia, que se basa más en el análisis del riesgo ligado a cada avería, que en la aplicación estricta de una norma. Este enfoque tiene su lado muy positivo: pocas paradas fortuitas por fuga primario-secundario, pese a las normas de operación cuando hay fugas muy débiles, y relativamente baja falta de disponibilidad ligada a los GV. La aplicación al pie de la letra de los criterios americanos en vigor hace algunos años, pero cuya revisión se ha decidido desde entonces, nos habría conducido a reemplazar desde hoy los GV en una docena de unidades, mientras que sólo lo hemos hecho en cuatro, y llegaremos a la decena al final de la década, sin atentar contra la seguridad.

A veces se ha reprochado a EDF una falta de anticipación con respecto al deterioro de los GV. Actualmente parece que se han tomado correctamente en cuenta los fenómenos de corrosión bajo tensión debido al medio primario. EDF ha definido un programa de sustitución que se basa en una previsión del estado de los componentes en el futuro y tiene en cuenta las posibilidades de aprovisionamiento y los costes correspondientes. Este programa debe conducir a la sustitución de



Esquema de la vasija de un REP. La vasija constituye una parte esencial de la segunda barrera. Desde el punto de vista de la seguridad hay que conceder una especial importancia a todas las penetraciones que podrían poner en peligro su papel de barrera hermética. Los pasos a través de la tapa de la vasija de los eje mecanismos de accionamiento de los haces de las barras de control necesitan penetraciones de inconel, aleación susceptible de corroerse bajo tensión.

los GV de dos unidades por año a partir de 1996. El mantenimiento por muchos años de unidades funcionando con los generadores de vapor actuales ha presentado una desventaja para la explotación del parque, independientemente de toda cuestión de seguridad. La renovación es pues una sabia medida de anticipación, puesto que no se pueden excluir imprevistos técnicos y no sería una precaución superflua encargar los nuevos componentes desde ahora.

Las tapas de las vasijas

El descubrimiento de una fuga en la tapa de la vasija durante la prueba hidráulica de la primera inspección decenal de Bugey 3, el 23 de septiembre de 1991, constituye posiblemente el problema técnico más importante que jamás se haya encontrado en las centrales REP-EDF. La fuga se detectó visualmente, después de haberse señalado por detección acústica. Los exámenes televisuales confirmaron la existencia de una fisura alrededor de

un «adaptador» periférico (en la tapa que permite el paso del eje de accionamiento de los haces de las barras de control).

El análisis inicial del fenómeno

El descubrimiento de fisuras muy parecidas en los adaptadores de dos centrales del mismo tipo ha confirmado el primer análisis sobre el carácter general de estos defectos. En efecto la aleación de iniconel 600, con la que están hechos estos adaptadores, es la misma que la de los tubos de los generadores de vapor⁽²⁾.

Esta aleación es susceptible de fisurarse por corrosión en medio primario, en caliente, en ausencia de toda contaminación accidental. Las deformaciones observadas, muy marcadas en la parte periférica, indican un nivel de tensión elevado ahí donde se localizan las fisuras. El inicio de las fisuras producidas por corrosión depende de varios factores bastante bien conocidos empíricamente, después de numerosos experimentos realizados desde hace más de 30 años en el mundo: la química del medio, la estructura y la composición de la aleación, el valor de la tensión máxima en superficie y la temperatura de la pieza. Un primer análisis condujo a estimar que el tiempo de incubación se duplicaría si se conseguía una disminución de la temperatura de 10° C. No se conocía con precisión la velocidad

de propagación de la fisura. El efecto de la temperatura sobre estas velocidades de propagación podía ser similar al de la temperatura sobre el inicio de las mismas. Medidas efectuadas en laboratorio permitieron evaluar esta velocidad en 1 micra por hora a 315 °C, lo que significa que atravesaría el adaptador al cabo de dos ciclos aproximadamente. Sin embargo la incertidumbre sobre este valor era muy grande, los valores extremos de la evaluación variaban entre 0,1 y 4 micras por hora.

La situación actual

A finales de 1991 no se disponía más que de resultados muy parciales del examen sobre el estado de estas penetraciones. Los resultados de los controles efectuados desde entonces han demostrado que los parámetros «nivel de tensión» y «estado del material» jugaban un papel mucho más determinante sobre la aparición y desarrollo del fenómeno, que el tiempo de funcionamiento o la temperatura. De entre más de 500 penetraciones controladas, 30 han presentado síntomas de estar fisuradas de forma más o menos pronunciada. Se han detectado fisuras allí donde no se esperaban, es decir en unidades que sólo contaban con una decena de miles de horas de funcionamiento o en unidades operando a «baja temperatura», condición *a priori* menos desfavorable. A la inversa, unidades operando a «temperatura elevada» con mucho tiempo de funcionamiento no han

2. Y que el de las perforaciones para la instrumentación de los presionadores de las centrales de 1.300 MW, que han sido responsables de largas paradas en 1989-1990.

presentado ningún síntoma. Esta presencia aleatoria de fisuras en las penetraciones de la tapa hacía particularmente difícil la comprensión de este problema.

A continuación se dispuso de los resultados del examen técnico de evaluación de la penetración que había permitido poner en evidencia este fenómeno de corrosión. La presencia de ligeras trazas de corrosión en la tapa a nivel de la parte que atraviesa la fisura ha demostrado que esta última había atravesado todo el espesor de la pared de la penetración antes del ensayo hidráulico (tiempo que podría estimarse en alrededor de 20.000 horas, con una velocidad de inicio muy rápida). Como no había ninguna señal de erosión del acero de la tapa, se podía concluir que se disponía de un margen importante de tiempo antes de que una de las fisuras «penetrantes» pudiera evolucionar de forma peligrosa.

El análisis de todos los resultados de los controles y evaluaciones han demostrado que este fenómeno de fisuración era genérico para el conjunto de los reactores franceses y que la estrategia de inspección e intervención debía en consecuencia volver a replantearse. En lo que a los controles se refiere, la industria ha puesto a punto unos robots que permiten hacer un examen completo de una tapa en un tiempo limitado, con una exposición radiológica del personal muy baja, y ha estudiado robots de intervención capaces de hacer sobre las perforaciones todas las operaciones

de prevención del fenómeno o de reparación de las zonas fisuradas.

Con el deseo de anticipar las dificultades, EDF ha mantenido la norma de sustituir todas las tapas afectadas y se han encargado nuevas tapas con penetraciones de inconel 690⁽³⁾.

Impacto sobre la seguridad

Se ha enfocado el estudio de seguridad referente a estas penetraciones bajo tres aspectos: prevención, vigilancia y mitigación, de acuerdo con el concepto de seguridad a ultranza. El riesgo resultante de una evolución no controlada de estas fisuras consiste en la ruptura de la penetración y la eyección del mecanismo y de la barra de control de la reactividad. Aunque la eyección de una barra de reglaje se tenga en cuenta en el diseño, se debe hacer todo lo necesario para que tal accidente no se produzca.

La prevención del accidente pasa esencialmente por el conocimiento de la velocidad de propagación de las fisuras. Aunque no se pueda evaluar con precisión hoy en día el tiempo necesario para que aparezca una fisura, se puede pensar razonablemente que después de iniciarse, su velocidad de propagación es más o menos constante. Evidentemente al

3. Cuando resultó evidente la propensión a la corrosión del inconel 600, EDF y Framatome decidieron reemplazarlo por otra aleación, el inconel 690, cuyos ensayos han demostrado su buena resistencia a la corrosión bajo tensión.

final el objetivo a alcanzar es el funcionamiento sin fisura, con tapas nuevas o reparadas. Pero se plantea la cuestión de saber en qué condiciones, aceptables desde el punto de vista de «seguridad», se puede mantener en operación, durante un tiempo limitado, una unidad con las penetraciones fisuradas antes de la reparación o sustitución de su tapa.

Se ha seleccionado el criterio de que la fisura no atraviese la pared de la penetración, con un margen de seguridad. Para determinar una velocidad de fisuración realista, ha hecho falta limitar la incertidumbre que hubiera resultado de hacer estimaciones tomando en consideración las numerosas pruebas efectuadas en el mundo. Se han descartado las pruebas que se alejaban demasiado de las condiciones representativas de la fisuración de las tapas. Por último se ha admitido que las fisuras observadas se propagaban a una velocidad de 0,4 micras/hora a 315° C.

Además, se consideró necesario poder detectar, en servicio, una fuga en el caso de que, a pesar de las precauciones tomadas, una fisura llegara a atravesar y se produjera una fuga. Se han desarrollado detectores en colaboración con la industria. Por último, por si acaso a pesar de todas las precauciones tomadas para evitar tal accidente, se produjera una ruptura de la penetración, se ha previsto instalar en los reactores REP de 900 MW un sistema de bloqueo que impida la eyección de los mecanismos. Tal sistema está incluido en el diseño de los reactores de 1.300 MW.

El enfoque de seguridad se mantiene pues tal y como se había definido al principio. Basado en el concepto de seguridad a ultranza, se apoya en controles que deben permitir detectar el inicio de las fisuras y seguir su propagación dentro del espesor del tubo. El primer objetivo es evitar toda fisura que atraviese, por tanto toda fuga del agua del primario, reparando los defectos puntuales en cuanto que su profundidad haga esperar un riesgo de fisura en funcionamiento. La segunda línea de defensa interviene en el caso de que a pesar de todo hubiera una fuga de agua; se sabe que se dispone todavía de un margen importante antes de que se produzca una evolución rápida; por tanto la detección de fugas garantiza una protección adicional. La tercera línea de defensa se refiere al caso de una fuga no detectada que evolucionaría rápidamente; aquí se vuelve sobre el análisis de seguridad inicial que ha previsto los sistemas apropiados; el establecimiento de dispositivos de bloqueo impidiendo la eyección de la penetración constituye una garantía adicional. Está claro que estas medidas son de carácter provisional y que al final hay que eliminar el problema. Como hemos dicho más arriba se ha decidido reemplazar las tapas afectadas por la corrosión.

En numerosas reuniones con especialistas extranjeros se ha discutido sobre el problema de la fisuración de las penetraciones de las tapas. La mayoría de los expertos están de acuerdo en considerar que estas fisuraciones no afectan gravemente a la seguridad de los

reactores; todos están interesados en un intercambio de las informaciones existentes y en el desarrollo de programas de control que permitan caracterizar mejor los fenómenos. Estos controles ya han tenido lugar fuera de Francia, en centrales europeas y japonesas y están hoy en curso en EE.UU. y Japón. Será interesante seguir estos desarrollos y comparar las medidas tomadas en los diferentes países después de las discusiones entre explotadores y autoridades de seguridad.

Los reactores REP incluyen, principalmente en el circuito primario, otras piezas de in-conel que podrían fisurarse en el transcurso de los 40 años de duración de vida: penetraciones del fondo de la vasija para la instrumentación interna, tubos de venteo sobre las tapas, sujecciones de las placas de partición en el tanque de agua de los GV y ciertas reparaciones con in-conel 182 de los defectos bajo el revestimiento en las toberas. Los controles efectuados en algunos reactores que podrían jugar un papel de precursor en la fisuración de estas zonas sensibles, no han presentado ningún defecto por el momento. Para vigilar estas zonas durante la explotación se ha comenzado un programa de vigilancia. Se ha revisado el diseño y la elección de los materiales de los reactores en construcción del tipo N4 y de las piezas de recambio de los reactores en servicio, que utilizaban in-conel, para eliminar de esta forma cualquier riesgo de fisuración.

8.2.2. La seguridad a diario: el factor humano

El comportamiento humano es complejo puesto que depende de numerosos factores ligados al entorno físico y sociológico del hombre, a su estado fisiológico y psicológico. La experiencia ha indicado los principales aspectos a tener en consideración para poner al operador en condiciones de desempeñar una función positiva para la seguridad y no, como se ha escrito a veces, ser el eslabón débil. El primer aspecto se ha tratado ya en este capítulo y se ha mencionado anteriormente en esta obra, principalmente con ocasión de los accidentes de Three Mile Island y Chernobyl: es el diseño de la instalación. No hay que acusar al operador cuando la máquina es la que se pone en tela de juicio. Una instalación bien diseñada debe ser capaz de perdonar. No puede consentir que un error humano pueda conducir irremediabilmente al accidente; hay que poder «recuperar» la instalación mediante reacciones intrínsecas de la máquina, sistemas automáticos o el operador. Hace falta siempre que el hombre esté informado de las consecuencias de sus acciones y tenga la posibilidad de «rectificar». Se van a revisar los otros aspectos: se trata de la interfase hombre-máquina, las prácticas operacionales, la elección de los hombres y su control, su formación y el establecimiento de una buena Cultura de Seguridad.

La interfase hombre-máquina

La interfase entre el hombre y el sistema que está encargado de explotar es un campo que puede provocar situaciones propicias para el error humano. Por tanto hay que definir las acciones apropiadas a partir de los errores observados. En materia de interfase hombre-máquina se piensa enseguida en TMI, donde la organización de las informaciones en la sala de control no permitió a los operadores comprender lo que estaba pasando en su central. Pero también hay errores más banales aunque potencialmente importantes para la seguridad. Así se han observado errores llamados de «confusión»: el operador que tiene que realizar una maniobra se equivoca de unidad, de local o de aparato y esto puede ocurrir durante una operación rutinaria o una intervención de emergencia. EDF se ha ocupado de la compleja localización dentro de las centrales de las zonas consideradas responsables de un cierto número de errores: se han aportado ciertas mejoras. Cuando se leen los informes de los incidentes, se sorprende uno también de la función que desempeña una mala comunicación entre las personas que intervienen. Posiblemente hay problemas de actitud que son de la incumbencia de la Cultura de Seguridad, pero también hay aspectos técnicos de interfase. Por tanto EDF ha instalado un sistema acústico de comunicación con la sala de control, equipado de un dispositivo de salvaguardia del operador. A partir de 1985 se ha desarrollado un manual

de comunicación precisando los términos que hay que emplear para evitar todo error de transmisión o de comprensión y se puede utilizar durante la fase de formación.

Las acciones expuestas anteriormente intentan conseguir una mejor seguridad, pero la mayoría tienen como objetivo prevenir los errores que intervienen aguas arriba en el transcurso de la secuencia accidental. Por tanto sus resultados se dejarán sentir primero sobre la fiabilidad del funcionamiento de las unidades. El avance más importante en materia de seguridad es la mejora que se ha aportado a la interfase hombre-máquina después del accidente de Three Mile Island. Ha permitido ayudar al operador a diagnosticar el estado real de su unidad. Unos paneles de seguridad dan a los operadores, de forma clara y resumida, las informaciones específicas de seguridad que necesitan para comprender la situación y les aportan, además, una asistencia informática para su diagnóstico. Además hace falta que el operador utilice esta ayuda. Es indudable que muchos operadores se sienten más «seguros» con unos procedimientos «por escrito» que con consejos en una pantalla de vídeo. También es una cuestión generacional. Esta dificultad desaparecerá sin duda con la llegada a las salas de control de personal más joven o de un nivel superior. Esto parece estar ya ocurriendo en el caso de la sala de control informatizada del grupo N4 que se va a poner en marcha.

Las prácticas operacionales

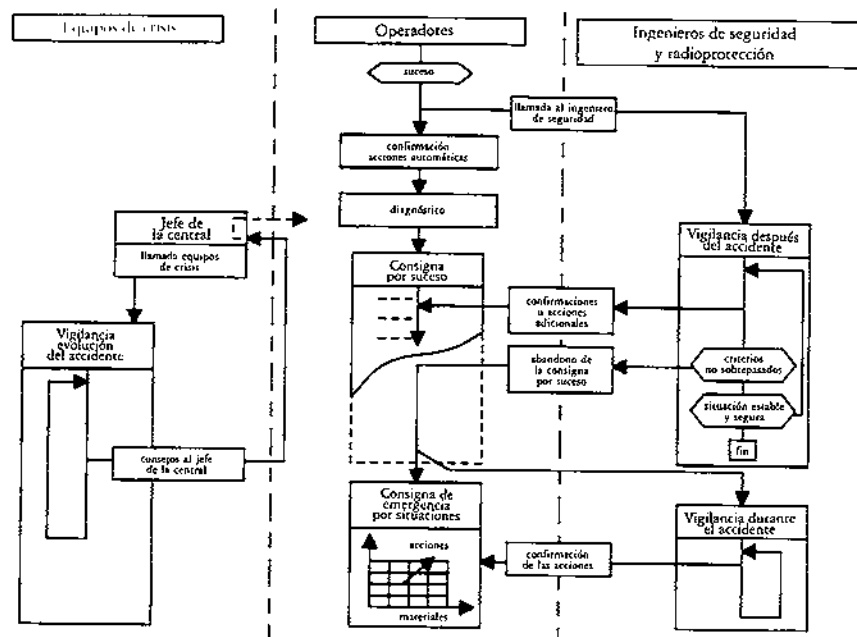
Debemos recordar la reflexión de uno de los operadores que estaba de servicio cuando se produjo el accidente de Three Mile Island: *un operador no debería encontrarse en una situación que no haya sido previamente analizada por los ingenieros*. Los operadores se concentran sobre los indicadores y actúan en tiempo real, mientras que los ingenieros analizan previamente las condiciones de funcionamiento. El operador debe tener a su disposición en la sala de control procedimientos que extraigan del análisis de los ingenieros las indicaciones a seguir y la acciones a tomar.

Para saber si los procedimientos están convenientemente adaptados a las situaciones accidentales con las que los operadores corren el riesgo de encontrarse, cuando ellos no han tenido prácticamente ninguna ocasión de vivirlos durante sus actividades cotidianas, el único medio es el simulador. Las observaciones efectuadas con motivo de estos ensayos han hecho avanzar nuestros conocimientos sobre el comportamiento cognoscitivo del hombre y sobre las mejoras que hay que incorporar a los procedimientos.

EDF desde hace varios años ha emprendido un importante trabajo para el diseño de la nueva sala de control totalmente informatizada del N4. Integra un conjunto bien organizado: tablero sinóptico general, pantallas de presentación de los sistemas y parámetros, lista de las acciones que hay que realizar después

de las alarmas, consignas de comportamiento y conexión con la disponibilidad de los materiales. Un simulador (S3C) ha servido para prever lo que deberá ser el comportamiento en una sala de control como ésta. Unos equipos de explotación han sido los que han participado en estos experimentos, los técnicos, los científicos, que estudian las condiciones de trabajo y las relaciones entre el operador y la máquina, y los médicos actuaban como observadores. Un diseño como éste garantiza la coherencia necesaria entre los procedimientos, que se han puesto a disposición de los operadores en la pantalla, y los análisis de funcionamiento efectuados por los ingenieros. En cambio hace falta cerciorarse de que este nuevo enfoque no corre el riesgo de provocar errores debidos a su carácter más abstracto. La sala de control informatizada está hoy en día en servicio en Chooz B después de diez años de experimentación en el simulador. El retorno de la experiencia continuará; lo que está en juego es importante.

En lo que se refiere a situaciones de explotación normal, la experiencia ha puesto en evidencia ciertas dificultades en los comportamientos. Ciertos equipos dan muestras de escasa participación en las decisiones, de falta de iniciativa, de definir mal las ordenes y de repartir inadecuadamente las tareas. Frente al elevado número de procedimientos, algunos operadores se sienten inhibidos y cada vez más alejados del «bien hacer técnico». El número de informaciones que hay que comprender e interpretar es tan grande, que



La operación en situación accidental. Una de las lecciones aprendidas del accidente de TMI ha sido la necesidad de preparar los equipos para operar la central en condiciones accidentales. Dentro de la organización de EDF el equipo de operación (en el centro del esquema) dispone de consignas que deben permitirle hacer frente a un suceso anormal. Pero están reforzadas (a la derecha del esquema) por un ingeniero especialista en seguridad presente en la sala de control. Puede además pedir ayuda al equipo de crisis que reúne expertos en todas las disciplinas (a la izquierda del esquema).

se hace difícil conocer bien el estado de la instalación. Demasiados papeles o demasiadas reuniones no ayudan necesariamente a que circulen las informaciones importantes para la seguridad. En consecuencia EDF ha decidido revalorizar todas las funciones del equipo de operación asociando a éste una correcta definición de las tareas respectivas, con responsabilidades asociadas y delegaciones necesarias. Además desde hace algunos años se ha emprendido una reestructuración del equipo. Consiste en poner el equipo de operación bajo la dirección de un Jefe de Explotación que tenga la plena responsabilidad de la explotación y de la seguridad en tiempo

real. Se conserva naturalmente el principio de la redundancia humana del ISR, uno de los ejes importantes del programa post-TMI, pero se refuerza su misión de verificación y de asistencia independiente, ya que el Jefe de Explotación ha recibido la formación específica que le permite asumir la responsabilidad del análisis de seguridad de primer nivel. Este enfoque parece prometedor.

La experiencia ha puesto también de manifiesto defectos en las prácticas operacionales de los equipos encargados del mantenimiento, principalmente durante los períodos de parada de la unidad. Después de un incidente

que se produjo en Gravelines en 1989, se emprendió una gestión para avanzar y está dando sus frutos. Está centrada en reforzar la preparación de las actividades, la preocupación por el profesionalismo durante la ejecución, en terminar con la fragmentación de las tareas para que los interesados puedan tener un visión de conjunto de su actividad, y en controlar la calidad de sus acciones.

La Formación

La formación de los operadores ha sido siempre una prioridad para EDF en todas sus actividades. Esta prioridad se ha visto reforzada para el personal encargado de explotar las centrales nucleares. Los jefes están plenamente implicados en la preparación de esta formación y en la orientación que se le dará a continuación. Se conciben los programas de tal manera que quede claro para el individuo que existe una perfecta continuidad entre los períodos de formación y la vida profesional, y los gestores deben actuar de manera que se vea esta continuidad mediante su intervención en la formación y a través de la atención que prestan a sus resultados. Los períodos de formación no se deben percibir como un paréntesis en la actividad profesional sino que se debe estar bien integrado en ellos, contribuyendo a la constitución de un espíritu de grupo en el seno de los equipos. Los explotadores deben adquirir mentalidades de «propietarios» preocupados por la herramienta que se les ha confiado y tomar conciencia del

número de situaciones accidentales ligadas a posibles errores suyos.

Diremos algo sobre las herramientas para la formación. EDF ha realizado, desde que tomó la decisión de comprometerse con el programa REP, un importante esfuerzo para dotarse de simuladores para la formación de los equipos de operación. Rápidamente media docena de ellos se reagruparon en tres centros de formación especializados, en Bugey, Paluel y Caen. En 1993 habida cuenta de la reforma de la operación de la que hemos hablado, EDF decidió adquirir nuevos simuladores e instalar algunos de ellos en nuevos emplazamientos de centrales para facilitar la organización de períodos de formación. Unos períodos de puesta en situación permiten a los equipos de operación evaluar su capacidad para hacer frente a las situaciones imprevistas, no explícitamente contempladas en los procedimientos existentes. En general consideramos que el programa de formación de los equipos de operadores de EDF es absolutamente notable, incluso si no se deben reducir los esfuerzos.

En cambio hasta hace poco eran insuficientes las herramientas para la formación en cuanto al mantenimiento, principalmente para la preparación de estas actividades. EDF se ha comprometido a subsanarlo. Se ha hecho un particular esfuerzo para profundizar en los métodos pedagógicos. Hace falta que los operadores conozcan los peligros ligados a los errores de mantenimiento. El parque

nuclear utiliza en el proceso de formación continua el «Manual de la Seguridad Nuclear»⁽⁴⁾, publicado en 1990 y puesto al día en 1994, documento notable a nuestro entender, sin equivalente en el extranjero.

La elección de los hombres

La seguridad durante la explotación depende ante todo de los hombres, ya pertenezcan a EDF o a otras empresas que trabajan para ellos. Su responsabilidad individual está directamente comprometida con la seguridad. Es necesario tener en cuenta su personalidad en los procesos de selección. Frente a la seguridad, la actitud de los individuos en materia de disciplina, rigor en la ejecución, sangre fría frente a lo imprevisto, comunicación con los otros etc., es tan importante como su competencia profesional.

Se han producido, afortunadamente en muy pocas ocasiones en nuestras centrales, incidentes que revelen comportamientos patológicos extremos. Los responsables de EDF han sacado partido de ello para hacer comprender a todos, jefes y trabajadores, la importancia de comportamientos apropiados en una central nuclear. Además éste es un sector en el que las mentalidades han evolucionado en la dirección correcta: ahora se reconoce que lo que es bueno para el personal de EDF hay que aplicarlo igualmente al personal de

otras empresas exteriores que trabajan en sectores relacionados con la seguridad. Durante estos últimos años EDF ha emprendido, con empresas y sociedades de formación, una labor muy alentadora, que puede al final modificar positivamente la cultura industrial dentro de las empresas que trabajan en los emplazamientos nucleares.

La Cultura de Seguridad

Hemos visto en esta obra que, dentro de la seguridad de las centrales nucleares, se tiene ampliamente en cuenta el riesgo de que se produzca un error humano. Los principios de base de la seguridad prescriben: la eliminación, principalmente recurriendo a los sistemas automáticos, de operaciones en las que un solo error humano pueda conducir a un accidente; proporcionar al personal las informaciones que necesita para desempeñar correctamente sus funciones; la organización del trabajo de individuos y equipos para que dispongan en tiempo real de una ayuda eficaz; la elección y la formación de equipos para prepararlos a hacer frente a las situaciones con las que se pueden encontrar; el acondicionamiento del ámbito material y humano para situar al personal en unas buenas condiciones de trabajo.

Pero a parte de eso, el hombre ejerce todavía su responsabilidad y puede tener que dar muestras de sentido común para interpretar los textos o para buscar la información. Es

4. Documento pedagógico que permite a todos los exploradores saber el «por qué» y el «cómo» de la seguridad nuclear.

ahí donde interviene lo que después del accidente de Chernobil se ha llamado la «Cultura de Seguridad». Desde el 25 al 29 de agosto de 1986, 4 meses después de la catástrofe de Chernobil, una conferencia reunía en Viena cerca de 500 expertos procedentes de 21 países, que habían venido a escuchar la presentación de las causas y condiciones del accidente por parte de una importante delegación soviética. Durante el transcurso de las discusiones, un experto occidental, sorprendido por la enumeración de las transgresiones a las normas de seguridad que habían cometido los operadores soviéticos⁵⁾, exclamó que todo eso demostraba una completa falta de «Cultura de Seguridad». La comunidad nuclear nunca había utilizado antes la expresión. En la conclusión del informe preparado por el INSAG después de la reunión de Viena constaba esta expresión. Dos años más tarde el OIEA publicaba el informe INSAG-3 consagrado a los Principios Fundamentales de Seguridad. Este informe muy difundido, suscitaba numerosas reacciones, principalmente sobre el concepto de «Cultura de Seguridad» al que se refería. Muchos deseaban en particular que este concepto fuera desarrollado de forma que se pudiera estimar el nivel alcanzado tomando ejemplos concretos. Fue para satisfacer esta necesidad por lo que se publicó el informe INSAG-4 en lengua francesa en 1992.

5. Los hechos conocidos hoy son un poco diferentes, Cf. Capítulo 6, pero la deficiencia de Cultura de Seguridad en la URSS era real en la época de Chernobil.

Numerosos especialistas de la seguridad consideraban, antes de la publicación del INSAG-4, que la expresión «Cultura de Seguridad» no aportaba nada nuevo y que se podía hablar igualmente de profesionalidad, de rigor e incluso de buenos procedimientos. INSAG-4 responde reconociendo que son ciertamente componentes esenciales, pero que no son suficientes si se aplican de manera formal. INSAG-4 reconocía que los atributos adicionales que caracterizan una buena Cultura de Seguridad —abnegación personal, preocupación por la seguridad, actitud sistemáticamente crítica— no pueden siempre medirse, pero reconoce que estos atributos se traducen normalmente en manifestaciones perceptibles que pueden servir como indicadores de la Cultura de Seguridad. INSAG-4 da una definición de la Cultura de Seguridad e indica a continuación las prácticas que deben fomentarse dentro de los organismos y en los individuos.

Definición

La Cultura de Seguridad es el conjunto de características y de actitudes que, dentro de los organismos y en los individuos, hacen que las cuestiones relativas a la seguridad de las centrales nucleares gocen, con prioridad, de la atención que merecen en razón de su importancia.

En esta definición quisiéramos subrayar en primer lugar la prioridad que se ha concedido a la seguridad: en Chernobil los jefes daban

prioridad a la producción en detrimento de la seguridad y cada responsable debe preguntarse en todo momento si este reproche no es aplicable a sí mismo. Pero INSAG-4 precisa también que esta prioridad debe modularse en función de la importancia de las actividades para la seguridad: en nuestra opinión esto es capital, no puede haber una buena seguridad sin establecer una escala de valores. Si como en Three Mile Island, se pone al mismo nivel el riesgo de «perder la burbuja en el presionador» y el de «inundar el núcleo», no se hará nunca una buena seguridad.

En toda actividad importante, la manera en que los individuos se comportan está condicionada por unas exigencias impuestas a un nivel superior. Por lo tanto INSAG-4 empieza por indicar las exigencias que se imponen a todos los directores de organismos y en particular las estructuras que deben establecer para que se pueda instaurar una verdadera Cultura de Seguridad. A continuación INSAG-4 especifica cómo deben ser las reacciones de los individuos ante esta actuación de los organismos. Se caracterizan simplemente por tres rasgos:

- Actitud interrogativa.
- Gestión rigurosa y prudente.
- Buena comunicación.

INSAG considera que estos tres términos conciernen de hecho a todas las personas cuyas actividades influyen sobre la seguridad

de las centrales y no solamente, como se cree a menudo, a los explotadores en los emplazamientos. En su segundo informe sobre Chernobil, INSAG-7, el INSAG indica que el accidente es el resultado de una deficiente Cultura de Seguridad, no sólo en la central de Chernobil, sino también a través del conjunto de los organismos soviéticos responsables en el momento del diseño, explotación y control reglamentario de las centrales nucleares.

8.2.3. Accidentes severos, planes de emergencia y organización de crisis

En los dos informes que acabamos de resumir nos hemos preocupado de la seguridad cotidiana. Pero la seguridad nuclear no se puede limitar sólo a estos aspectos. Una de sus aportaciones a los conceptos de riesgo es haber sabido, desde el principio, mirar más allá y prever lo peor para estar en mejores condiciones de evitarlo. Lo peor en una central nuclear es Chernobil por supuesto. Pero la preocupación debe ser mucho más amplia y englobar todas las situaciones que se salgan del marco previsto, que afecten a las barreras y las líneas de defensa instaladas, que sometan a los hombres a condiciones que jamás pensaban conocer y que finalmente pueden acarrear serias consecuencias, graves y posiblemente incluso dramáticas para el medio ambiente. A pesar de todas las precauciones tomadas para evitar la degradación del núcleo, no se puede excluir totalmente la

eventualidad de accidentes que provoquen la fusión del núcleo y la pérdida, al menos parcial, del confinamiento.

Para cada escenario accidental, siempre se puede uno imaginar otro que sea aún peor, basta con suponer un defecto adicional; a medida que se consideran escenarios cada vez más graves, la probabilidad de que ocurran de improviso tiende a cero. ¿Hasta donde se debe llegar? ¿Hace falta, para la protección de la población y las medidas a tomar con este fin, no aceptar ningún margen de probabilidad y determinar las descargas radiactivas máximas cualquiera que sea la probabilidad del escenario? Evidentemente no es posible; en cambio hace falta prestar atención para no descartar el escenario sin asegurarse de que se han tomado las medidas que efectivamente permiten considerar que no tiene prácticamente ninguna posibilidad de producirse.

Cuanto más improbables son los sucesos por los que nos interesamos, mayor es la incertidumbre en el cálculo de su probabilidad. Por lo tanto, no se pretende clasificar de forma precisa los accidentes graves en función de su probabilidad. En cambio se mantiene la idea de evaluar las descargas radiactivas correspondientes para cada tipo de accidente. Se utiliza la expresión «término fuente» en el sentido siguiente: un término fuente es una descarga típica, característica de un tipo de accidente, considerado para definir las acciones que hay que prever con el fin de

proteger a la población, dentro del marco de la preparación de los planes de emergencia (Plan de Emergencia Particular de la Central –PUI– y Plan Especial de Intervención en el exterior del emplazamiento –PPI–). En los REP se han identificado tres términos fuente de referencia correspondientes a tres categorías de accidentes que comportan la fusión completa del núcleo. Por orden de gravedad decreciente son:

- Los accidentes que provocan la ruptura del recinto de contención algunas horas después del comienzo del accidente.
- Los accidentes que conducen a descargas fuera de la contención, directamente a la atmósfera, como consecuencia de una pérdida diferida de estanqueidad, después de un plazo de uno o varios días.
- Los accidentes que conducen a descargas indirectas, a través de vías de transferencia entre la contención y la atmósfera exterior.

Los niveles de las descargas correspondientes son respectivamente para estos tres términos fuente de unas decenas por ciento, de un tanto por ciento bajo y de un tanto por mil del contenido del núcleo en productos de fisión para los productos volátiles, que son los más peligrosos para la salud.

Los accidentes correspondientes al término fuente más elevado, del que Chernobil es el ejemplo, quedan prácticamente excluidos en los reactores que tienen un recinto de contención grande, como es el caso de los REP-EDF.

Esto se refiere a los accidentes que provocan la ruptura de la contención después, principalmente, de una explosión de vapor y de una explosión de hidrógeno.

Para los otros accidentes severos la protección se hace en dos fases:

- En la primera fase, se toman las decisiones para gestionar mejor el accidente, actuando en primer lugar a nivel de operación para esforzarse en bloquear el desarrollo de la secuencia accidental antes de que se produzca alguna descarga de radiactividad, a continuación mejorando el confinamiento garantizado por la última barrera; se trata aquí de los procedimientos U como «últimos», que se presentaron en el programa post-TMI. Más concretamente, el procedimiento U5 permite descargas controladas y filtradas por medio de un sistema de filtración especial de una eficacia superior a 10, garantizando en cualquier caso la integridad a largo plazo del recinto de contención gracias a un sistema de supresión de la presión interna.
- En la segunda fase, la protección queda garantizada mediante la ejecución de los Planes Particulares de Intervención de los que hablaremos a continuación.

Planes de emergencia y organización de crisis

La preparación de los planes de emergencia requiere definir previamente cuál es el nivel

de riesgo que la sociedad está dispuesta a aceptar. De otro modo no nos quedaría más remedio que dejarnos llevar por las modas, por las reacciones apasionadas de tal o cuál grupo de presión o por la sensibilidad variable de la opinión pública. Más arriba hemos indicado cuál era el enfoque que ha seguido el sector nuclear: nos preparamos para hacer frente a un suceso muy poco probable, pero que no se puede excluir totalmente. Para nuestras centrales, habida cuenta de sus características, no se trata de una catástrofe de la magnitud de Chernobil. Se puede afirmar que un accidente incluso muy grave nunca provocará muertos inmediatos entre la población: las dosis que el público podría recibir durante el transcurso del accidente, estarían siempre por debajo del umbral de los efectos somáticos inmediatos. Los accidentes previsibles conducen a unas dosis tales que habría tiempo suficiente para poner en marcha un plan para la protección eficaz de la población.

El accidente de TMI nos ha demostrado que la fusión del núcleo no era producto de la imaginación, pero ha permitido comprobar que el recinto de contención había desempeñado bien su función y que el núcleo se había mantenido confinado dentro de la vasija y se le había podido refrigerar. Para «diseñar» los planes de emergencia se supone una fusión de núcleo del tipo TMI en nuestras centrales, pero además se añade la hipótesis pesimista de que el núcleo fundido perfora la vasija y ataca el hormigón. El aumento de presión del recinto de contención obliga

a utilizar filtros de arena, 24 horas aproximadamente después del inicio del accidente, para hacer disminuir la presión por debajo del valor que la contención puede soportar. La apertura del filtro provoca descargas radiactivas al medio ambiente cuya magnitud está caracterizada por el término fuente correspondiente a las descargas indirectas, tal y como se han definido más arriba. Los aerosoles, que constituyen la parte esencial del término fuente se depositan rápidamente en el suelo.

Estas descargas constituyen la primera fase del accidente que corresponde al PPI (Plan Particular de Intervención a corto plazo). Durante esta fase la principal preocupación consistirá en estimar las dosis globales o las dosis a la tiroides susceptibles de afectar a la población para definir las medidas que hay que adoptar para evitarlo. Aplicando los criterios propuestos por la CIPR (Comisión Internacional de Radioprotección), las disposiciones actuales de los planes especiales de intervención —que prevén la evacuación hasta 5 kilómetros y el confinamiento hasta 10 kilómetros— son prudentes. Naturalmente está prevista la distribución de pastillas de yodo a la población para prevenir que la tiroides se vea afectada por el yodo radiactivo liberado, y sobre todo a los niños, susceptibles de verse afectados en función de las descargas y de la meteorología.

Si nos interesamos ahora por los planes post-accidentales a medio plazo, en primer lugar

hay que preocuparse por las dosis externas que el público puede recibir a causa de los productos radiactivos depositados en el suelo, para saber si hay que completar las evacuaciones ya decididas o por el contrario, se puede dejar volver a las personas evacuadas. Hace falta a continuación evaluar las dosis que el público puede recibir por ingestión de productos alimenticios contaminados y gestionar la comercialización de los productos alimenticios aplicando las normas internacionales.

La eficacia de estos diferentes planes se basa en el establecimiento por anticipado de un dispositivo de crisis que defina claramente las funciones y las responsabilidades de las autoridades y de los expertos.

El dispositivo general de crisis

Las responsabilidades ejercidas a nivel local son esenciales puesto que serían las autoridades competentes a este nivel las que deberían estar en condiciones de tomar las decisiones convenientes y garantizar su ejecución:

- Según la reglamentación, el explotador es el responsable de la instalación que ha creado y de las consecuencias que un incidente o un accidente podrían eventualmente provocar en el medio ambiente. Al jefe del centro le correspondería pues poner en marcha el plan de emergencia interno (PUI) que tiene como objetivo volver a llevar la instalación a un estado seguro

y limitar las consecuencias del incidente o del accidente.

- En aplicación de su misión general en materia de seguridad de las personas y bienes, el Prefecto del Departamento está encargado de tomar todas las medidas para asegurar la seguridad y el orden públicos. Si lo considerara necesario pondría en marcha el plan particular de intervención (PPI) propio de la instalación nuclear afectada por un eventual accidente. Este plan responde a una doble necesidad de prestar al explotador el apoyo, en medios de intervención exteriores, y proteger a la población en el caso en que ésta estuviera amenazada. Define principalmente las misiones de los servicios departamentales de los diferentes ministerios, los planes de alerta, los medios para sus diferentes modalidades de ejecución. Este plan forma parte de un dispositivo general de emergencia empleado en caso de accidente radiológico (plan Orsecrad), establecido a nivel de cada Departamento francés, y aplicable igualmente en caso de un accidente que se produzca durante el transporte de materias radiactivas.

A nivel nacional tres servicios nacionales, que dependen de ministerios diferentes, intervenirían sobre todo en caso de crisis nuclear:

- En caso de accidente todos los actores se beneficiarían de una evaluación técnica llevada a cabo por el organismo experto,

la DSIN, con ayuda del IPSN, para disponer de una estimación técnica de la situación y de sus posibles evoluciones. La DSIN controlaría igualmente las disposiciones tomadas por el explotador y daría las autorizaciones necesarias.

- El OPRI, del Ministerio de Sanidad, comunicaría su opinión sobre las consecuencias de las descargas inmediatas o previsibles y aconsejaría las medidas sanitarias a tomar o prevenir. Con respecto a este último punto, podría contar con el comité nacional de expertos médicos encargados de elaborar la doctrina aplicable, para la protección sanitaria de la población, en caso de accidente que cree un riesgo radiológico.
- La Dirección de Seguridad Civil (DSC), del Ministerio del Interior, que estudia, define y establece los principios de planificación de ayudas en caso de accidente y aprueba en especial los Planes Particulares de Intervención (PPI), pondría a disposición de las autoridades los medios nacionales eventualmente necesarios.
- Otras direcciones o ministerios (dirección de la policía nacional, ministerios encargados de la defensa, transporte o marina...) podrían tener que intervenir según las características específicas del posible accidente.

Por último, a nivel del Primer Ministro, la Secretaría del Comité Internacional de la

Seguridad Nuclear desempeñaría una función de síntesis de la actuación de los diferentes servicios.

Este dispositivo se somete regularmente a simulacros mediante ejercicios de crisis basados en escenarios accidentales tan realistas como sea posible y haciendo reaccionar en tiempo real a todos aquellos llamados a intervenir. Estos ejercicios son muy útiles en la medida en que permiten a las autoridades responsables tomar conciencia de problemas concretos, a los que se verían enfrentados, y de decisiones que deberían tomar en situación de crisis.

8.3. El balance de la seguridad del parque EDF

Examinaremos sucesivamente dos aspectos:

- La evaluación del riesgo de accidente grave obtenido mediante la realización de estudios probabilistas de seguridad (EPS) específicos para las centrales REP-EDF; sus resultados demuestran que la probabilidad de un accidente tal es baja, lo que confirma la eficacia de las medidas tomadas para la prevención.
- El balance que se puede obtener del análisis de la explotación de las centrales REP-EDF, sobre una experiencia que está lejos de ser despreciable, puesto que acumulada representa del orden de 600 años-reactor, confirma el buen nivel de las centrales en servicio.

8.3.1. Evaluación probabilista de los grupos de unidades

Se acepta generalmente hoy en día que el único método que permite evaluar el nivel de seguridad de una central es el «Estudio Probabilista de Seguridad» (EPS). Dos de estos estudios, que se refieren a los REP franceses, han sido publicados en 1990. El primero (EPS 900) se refiere a un reactor normalizado del grupo 900 MWe y se ha realizado en el Departamento de Análisis de Seguridad del IPSN. EDF ha realizado el segundo (EPS 1.300) para la unidad nº 3 de 1.300 MWe del Centro de Producción Nuclear de Paluel. El constructor Framatome ha participado en los dos estudios.

Un EPS se compone de tres partes:

- Evaluación de la probabilidad de que unos sucesos llamados «iniciadores» se produzcan; estos son los sucesos susceptibles de dañar gravemente el reactor o sus anexos pudiendo llegar hasta una fusión del núcleo, ya sea directamente o porque los sistemas de seguridad no funcionan debido a causas naturales o humanas.
- Análisis de los sistemas de seguridad que tendrán que intervenir durante el transcurso de las secuencias accidentales provocadas por los iniciadores precedentes; se trata de calcular su fiabilidad y su disponibilidad. Estos sistemas están calculados para controlar las situaciones base de

diseño; en el EPS se trata, en primer lugar, de identificar los fallos que pueden provocar el fracaso de estas misiones y, en segundo lugar, calcular su probabilidad de fracaso. Estos análisis recurren a los «árboles de fallos».

- Evaluación probabilista de las secuencias accidentales: tiene por objeto hacer un recuento, para cada iniciador, de los accidentes que puedan conducir a un accidente grave, es decir los encadenamientos de errores y fallos que constituirán las secuencias accidentales; construir estas secuencias, generalmente bajo la forma de «árbol de sucesos» y calcular la probabilidad global de cada una de ellas, producto de la frecuencia estimada para el iniciador por la probabilidad condicionada de encadenamiento de errores y fallos que constituye la secuencia. Las probabilidades condicionadas de fallos de los sistemas de seguridad solicitadas corresponden a las probabilidades de fracaso de la parte anterior.

Los EPS 900 y 1.300 son, según la terminología generalmente utilizada, EPS del nivel 1, es decir una evaluación de la probabilidad de fusión del núcleo. Se pueden proseguir los EPS más allá, evaluando, para cada secuencia, la naturaleza y calidad de los productos radiactivos que se liberan del núcleo, el término fuente. El cálculo debe seguir el camino seguido por estos productos en la instalación. Una etapa importante consiste en

evaluar la fracción de estos productos liberados al exterior de los edificios. Este es el propósito de los EPS de nivel 2 que proporcionan una serie de categorías de descargas radiactivas con una probabilidad para cada categoría. Los estudios pueden partir de ahí para evaluar las consecuencias humanas y socio-económicas que resultarían para la población y el medio ambiente. Este es el propósito de los EPS llamados de nivel 3.

La casi totalidad de los datos utilizados en los EPS proceden del análisis de la experiencia de EDF vinculada a las centrales REP en explotación. La existencia de un parque homogéneo de reactores nucleares, por tanto la presencia de materiales casi idénticos sin equivalente en el mundo, ha contribuido mucho a la obtención de datos de gran calidad. El análisis ha recurrido a los numerosos bancos de datos de EDF (Sistema de Recopilación de Datos de Fiabilidad, Fichero de Sucesos, Fichero de Datos Estadísticos). Igualmente se han hecho encuestas sobre el terreno en Paluel para completar y tener en cuenta las características específicas del emplazamiento estudiado en el EPS 1.300. Para ciertos datos particulares se ha acudido a las bases de datos extranjeras.

Se ha realizado un esfuerzo importante para tomar en cuenta los errores humanos susceptibles de producirse después de que se produzca el suceso iniciador. Se han elaborado numerosos modelos de fiabilidad humana, principalmente a nivel de diagnósticos y de

ejecución de las acciones a tomar. En general estos métodos y modelos han contado con una experiencia original en materia de pruebas con simulador; así EDF ha realizado más de cien experimentos en los últimos años con los simuladores de formación. Estos experimentos de Puesta en Situación Simulada (MSR) permiten observar el comportamiento de los operadores en situación accidental simulada. Se ha podido aprender mucho de estos experimentos (sobre los errores, tiempo medio de diagnóstico, tiempo medio de recuperación de un error, etc.) y se han integrado en los EPS.

Los resultados

El primer resultado importante es por supuesto la probabilidad global de fusión del núcleo que es:

- Para el grupo de 900 MW:

$$5.10^{-5} / \text{reactor} \times \text{año}$$

(1 fusión del núcleo por cada
20.000 años-reactor)

- Para la unidad 3 de Paluel de 1.300 MW:

$$1.10^{-5} / \text{reactor} \times \text{año}$$

(1 fusión de núcleo por cada
100.000 años-reactor)

Se pueden asociar a estos valores medios intervalos de confianza, por ejemplo al «90%»: un 10% de probabilidades de estar fuera del «rango». Para el grupo de 1.300 MW, el rango correspondiente es:

$$2.2 \cdot 10^{-6} / \text{reactor año} - 2.1 \cdot 10^{-5} / \text{reactor año}$$

(1 fusión de núcleo entre cada
50.000 y 500.000 años-reactor)

Se puede citar otro resultado, se trata de la importancia de las situaciones con parada que contribuyen a más de la mitad del riesgo en el 1.300 MW y que en los trabajos americanos o alemanes del mismo tipo no se habían estudiado. Este resultado refleja una realidad: durante las fases de parada, la unidad no está completamente protegida por el arranque automático de los sistemas de seguridad. El diseño inicial de las unidades está en efecto basada en el principio de que las fases de parada son poco peligrosas; por esta razón se han concebido generalmente sistemas y automatismos para proteger las unidades solamente cuando están en funcionamiento. En consecuencia se necesita la intervención humana.

Cuando se examina el reparto del riesgo entre los grupos de secuencias accidentales, se observa que los Accidentes con Pérdida de Refrigerante Primario (APRP) son los que controlan el riesgo. Este resultado no es una sorpresa, ni el hecho de que las pequeñas fisuras sean las más importantes. Esta era, ya hace veinte años, una de las lecciones del informe Rasmussen.

Por último aunque el estudio no trata directamente del problema de la integridad de la contención y de las descargas de los productos de fisión, se debe resaltar que los daños

del núcleo a baja presión en el circuito primario, que contribuyen en cerca del 90% del resultado, corresponden a sollicitaciones débiles de la contención cuya integridad no está amenazada. En la mayoría de los casos la fusión del núcleo no producirá pues descargas importantes al medio ambiente; TMI es representativo de un accidente severo en nuestro REP.

El error humano

El factor humano desempeña una función importante; en efecto, las secuencias que incluyen al menos un error humano (diagnóstico erróneo, no actuar o hacerlo demasiado tarde...) contribuyen en un 70 a 80% del resultado dependiendo del grupo. Además, el factor humano interviene en la probabilidad de fallo de los sistemas y en la frecuencia de los iniciadores; este es el caso del olvido de una válvula en posición cerrada o de un error de mantenimiento. Todo esto podría dar una imagen muy negativa de las intervenciones humanas durante el transcurso de un accidente. De hecho, si se calculara, de la misma manera que para los errores de operación, el porcentaje de las secuencias que incluyen al menos un «fallo material» (ruptura de una tubería, fallo de un componente), se llegaría a una proporción del 100% en la medida en que toda secuencia que conduce a un deterioro del núcleo hace intervenir al menos un fallo de material.

Las cifras obtenidas pues significan que un accidente implica la conjugación de varios

fallos, uno de ellos el del hombre. La reducción de la contribución del factor humano pasa por una mejora de la interfase hombre-máquina, por la formación y, en ciertos casos, por la automatización. Las pruebas con simulador y el análisis sistemático de las consignas de operación accidental realizadas para el EPS 1.300 han permitido identificar las dificultades potenciales de utilización de las mismas. Se han utilizado estas informaciones en el momento de su revisión.

Ventajas del programa post-TMI

Nos ha parecido interesante reagrupar los resultados que ponen de manifiesto los progresos efectuados en seguridad, después de la puesta en marcha del programa post-TMI del que hemos hablado extensamente:

- Las acciones de recuperación definidas en los procedimientos accidentales adicionales, reducen la probabilidad de deterioro del núcleo de forma significativa con relación al nivel alcanzado por la utilización de los procedimientos clásicos exclusivamente.
- Las secuencias de pérdida de refrigerante con fallo de los sistemas de refrigeración a largo plazo han tenido una contribución que no es dominante. En cambio, si no se tiene en cuenta el dispositivo de emergencia de los medios de bombeo entre inyección de seguridad y aspersión en la contención, que permite igualmente el envío de agua dentro del núcleo a través

de medios móviles externos (procedimiento H), el riesgo a largo plazo se multiplica por un factor del orden de 10 y el riesgo total por un factor 1,6.

- Los medios adicionales relativos al procedimiento de pérdida total de las alimentaciones eléctricas de emergencia hacen despreciables las secuencias que conducen a una fuga por las juntas de las bombas del primario.
- La toma en consideración del procedimiento de refrigeración que conduce a abrir las válvulas de despresurización primaria, reduce en más de un factor 10 la probabilidad de deterioro del núcleo en caso de pérdida de alimentación de los generadores de vapor.
- La intervención del Ingeniero de Seguridad y Radioprotección conduce a reducir en un factor 3 a 10 la probabilidad de un gran número de secuencias.

El análisis de los resultados globales

La probabilidad de un accidente del núcleo en una central nuclear francesa es por tanto del orden de 1 a 5 por 100.000 por año e instalación. Hace falta concienciarse de que esta es una cifra muy baja puesto que, esquemáticamente, corresponde al funcionamiento acumulado de una instalación de 20.000 a 100.000 años sin accidente. Consideremos ahora el funcionamiento de las 50 centrales nucleares de EDF durante los próximos veinte

años, es decir 1.000 años de funcionamiento acumulado. El riesgo acumulado es entonces un tanto por ciento bajo; no es nulo y está totalmente justificado preocuparse por ello; hemos hablado más arriba de lo que se hace en Francia sobre los accidentes severos. Pero podríamos igualmente decir que estamos tranquilos, hay más de un 90% de probabilidades de no tener un accidente en los próximos veinte años.

La comparación de los resultados de los dos estudios demuestra que la diferencia entre las frecuencias de deterioro del núcleo entre los REP 900 y 1.300 es aproximadamente de un factor 5, en favor de las unidades más recientes. Esta desviación no es sorprendente, incluso si se puede apreciar que proviene en parte de las diferencias entre ciertos datos e hipótesis de modelización. El diseño de las unidades de 1.300 MWe se ha realizado, en efecto, con la preocupación de mejorar la fiabilidad y las cualidades técnicas de ciertas funciones cuyo beneficio se puede evaluar ahora.

Comparación con el extranjero

Siempre es difícil comparar globalmente los resultados de EPS efectuados en países diferentes. Es mucho más útil comparar las hipótesis y analizar las secuencias consideradas determinantes en cada estudio, para comprender la razón de las posibles desviaciones. Sin embargo, siendo prudentes a la hora

de sacar conclusiones, no deja de ser interesante situar los resultados franceses con respecto a los de estudios similares referentes a las centrales de agua a presión en operación en el mundo occidental: los estudios de los REP americanos analizados por la NRC (Surry, Sequoyah y Zion) y los del estudio del REP alemán de Biblis, realizados por el GRS poco antes de los estudios franceses. Estos dos estudios han sido examinados por los especialistas franceses que han efectuado los EPS 900 y 1.300 y además, el informe americano ha sido objeto de una «peer review» internacional, que se ha publicado y cuyos resultados se han analizado en Francia. Para hacer una comparación válida, los resultados de estos estudios se han referido al mismo campo y se ha acordado dar el nivel 1 a la media de las 3 centrales americanas que han constituido la referencia del programa nuclear francés:

- El grupo de 900 MW está al nivel 0,2, es decir una disminución del riesgo por un factor 5, lo que representa el esfuerzo que Francia ha realizado para mejorar la seguridad del producto americano, principalmente después de TMI.
- El grupo 1.300 MW está al nivel 0,06, como la central alemana Biblis B, lo que representa una reducción por un factor 15 con relación al riesgo de las centrales americanas de referencia.

Es importante advertir que estos estudios no evalúan más que la probabilidad de un deterioro del núcleo, sin considerar la protección

aportada por la tercera barrera, el recinto de contención, lo que es cierto que añade un factor de seguridad importante, pero provoca también que a probabilidades de deterioro similares se puedan asociar riesgos al medio ambiente diferentes, según el comportamiento de la contención.

8.3.2. Balance de la explotación

Todo explotador, primer responsable de la seguridad de sus centrales nucleares, se fija unos objetivos en materia de seguridad durante la explotación:

- La primera prioridad es evitar cualquier accidente grave.
- También eliminar todas las causas que puedan provocar sucesos anormales durante la explotación, no solamente porque resultan caros y deterioran la imagen del explotador, sino sobre todo porque su persistencia puede hacer temer que un día u otro alguno de ellos degenera en accidente.
- En general, alcanzar la perfección dentro de su programa nuclear con relación a los mejores explotadores mundiales.
- Por último, empeñarse en hacer patente, tanto para las autoridades como para el público, la conformidad de sus acciones con sus objetivos, es decir de hecho la buena seguridad de sus instalaciones.

En lo que se refiere a los REP explotados por EDF nuestra opinión se resume fácilmente:

el análisis de la explotación de las centrales muestra que han tenido siempre un buen nivel de seguridad; por otra parte, no se ha observado ningún accidente desde su puesta en marcha; pero, y no cabe duda de que es lo más importante para el futuro, es indiscutible que su nivel de seguridad ha mejorado con el tiempo; las insuficiencias de diseño y calidad se han corregido, la calidad de la explotación progresa. Para nosotros esta constatación no puede justificar ningún tipo de triunfalismo. Si hoy en día efectivamente se trabaja mejor en EDF que hace diez o veinte años, también la referencia de seguridad se ha desplazado, no es que se haya modificado el objetivo prioritario propiamente dicho que sigue siendo la prevención de cualquier accidente grave, sino porque hoy ya no podemos tolerar los problemas de funcionamiento de poca importancia que constituían en el pasado un ruido de fondo que no molestaba a nadie. La sociedad, a través de las directrices de los poderes públicos y las reacciones de los medios de comunicación, exige de un explotador nuclear mucho más que de un explotador de cualquier otra instalación industrial: el explotador nuclear está «condenado a la perfección». La experiencia francesa y occidental demuestran que esta perfección es posible. En la última parte de esta obra veremos si ésta puede alcanzarse en todo el mundo, incluyendo las centrales de tipo soviético explotadas en los países del Este europeo.

Los indicadores de una buena seguridad en explotación

Utilizaremos tres resultados de explotación que nos parecen representativos de la evolución de la seguridad: la disponibilidad de la producción eléctrica y la frecuencia de las paradas no programadas, ambos son indicadores objetivos de la calidad de las máquinas y de los hombres, y el número de incidentes significativos proporcionados por EDF. Este tercer indicador debe utilizarse con prudencia, principalmente a nivel internacional, puesto que se teme que su utilización incite a no comunicar ciertos incidentes. De hecho, las discusiones con otros explotadores ponen de manifiesto que las prácticas en materia de declaración de incidentes varían de un país a otro. Si nos limitamos a Francia y a EDF, las normas no han cambiado desde hace muchos años; las autoridades de seguridad son quienes las fijan y quienes controlan su aplicación con ayuda del IPSN. Las inspecciones internas y los exámenes técnicos realizados por expertos internacionales ponen de manifiesto una mayor transparencia y sensibilización con relación a los hechos proporcionados. Además, el análisis detenido de la experiencia de explotación demuestra que los incidentes, las paradas no programadas y la falta de disponibilidad evolucionan paralelamente y que ocurre lo mismo para otros indicadores que no presentaremos en detalle aquí pero que se analizan sistemáticamente: la dosimetría del personal, el volumen de

residuos y de efluentes radiactivos, la frecuencia de los accidentes en el trabajo. Esta evolución paralela prohíbe en la práctica toda ocultación o manipulación y justifica la utilización de estos indicadores.

a) Disponibilidad del parque

La disponibilidad es un indicador indiscutible de la calidad de la explotación, pero se reconoce desde hace tiempo que no puede considerarse como un indicador objetivo de una mejor o peor seguridad. Recordemos que algunos meses antes de la catástrofe se había felicitado a los operadores de la unidad nº 4 de la central de Chernobil, por haber alcanzado la mejor disponibilidad del parque nuclear soviético. Se puede sacrificar la seguridad a la disponibilidad. Sin embargo en una central gestionada por un explotador responsable y vigilada por autoridades de seguridad competentes, generalmente una buena disponibilidad es el reflejo de un buen nivel de calidad de las actividades. Por el contrario la disminución de la disponibilidad coincide a menudo con un aumento de la frecuencia de los incidentes.

Hoy en día la disponibilidad de los REP EDF es excelente, claramente superior al 80%, lo que coloca a EDF entre los buenos explotadores mundiales. Hace falta recordar que hace veinte años se consideraba generalmente que un 75% era ya un objetivo honorable. Sin embargo se ha podido observar en EDF, a lo largo de los últimos diez años, un período

en el que la disponibilidad, superior al 83% en 1986, disminuyó progresivamente hasta un 76% en 1990, después hasta un 72% en 1992; esta evolución merece algunas explicaciones.

Esquemáticamente se puede atribuir la disminución de los años 90-92 a tres tipos de dificultades, que se han superado finalmente en 1993 y que hoy parecen bien controladas:

- Las consecuencias, sobre los componentes pesados, de una elección inadecuada de material, inconel 600, sensible a la corrosión en agua del primario, de las que ya hemos hablado en detalle dentro del comportamiento de los materiales.
- Una calidad de las actividades de mantenimiento durante las paradas anuales, que no se situaba al nivel de perfección óptimo pretendido por el sector nuclear; se observaban incidentes durante la puesta en marcha y la organización de las paradas carecía de rigor; en 1989 se produjo un incidente muy comentado por los medios de comunicación, llamado «de los tornillos macizos de Gravelines», que condujo a EDF a emprender una gestión de mejora que no ha dado sus frutos hasta después de algunos años.
- Una fuerte presión por parte de las autoridades de seguridad que, de acuerdo con la reglamentación, han exigido primero inspecciones decenales muy completas, lo que

ha aumentado la duración de las paradas y confirmado el buen estado general de las instalaciones, pero que además han pedido a EDF, ante ciertos incidentes de poca importancia pero reveladores de defectos de seguridad, que aumente sus controles, lo que ha repercutido en la disponibilidad de las centrales. La situación parece hoy estabilizada y menos conflictiva de lo que lo ha sido en el pasado.

b) Frecuencia de las paradas automáticas

Este es un indicador técnico que concierne directamente a la seguridad: corresponde a fallos de poca importancia que solicitan las protecciones automáticas del reactor; no se cuestiona la seguridad, puesto que los sistemas de seguridad han funcionado correctamente, pero el disparo del reactor es siempre un índice de problemas de funcionamiento que muestra que la explotación de las instalaciones puede y debe mejorarse. Globalmente la evolución es buena: durante 10 años, la frecuencia anual de tales paradas por unidad ha pasado de cinco a menos de dos. Además, si se hace una lista emplazamiento por emplazamiento, se comprueba una tendencia de las desviaciones a disminuir, lo que prueba una buena emulación en el seno del parque.

Sin embargo, los responsables de EDF no consideran que este resultado esté totalmente de acuerdo con sus objetivos: otros países, principalmente Japón, son mejores en este campo y en Francia los progresos son posi-

bles y deseables. Hoy EDF aspira a reducir la frecuencia anual de las paradas a un nivel próximo a la unidad, lo que situaría el parque EDF entre los mejores, con respecto a este indicador, a nivel mundial.

c) Frecuencia de los indicadores significativos

Se dice que un suceso de explotación es un incidente significativo cuando se debe rendir cuentas a los AS. Se ha indicado anteriormente, cuáles son las precauciones que hay que tomar cuando se utiliza la frecuencia de los incidentes como indicador de la seguridad. En los REP-EDF se observa una disminución global importante, un factor próximo a 2 en 10 años, siendo la frecuencia actual de los incidentes del orden de 7 por año y unidad. Este resultado oculta sin embargo, y esto es bueno, una atención creciente que se presta cada año a los defectos cuyas consecuencias potenciales son bajas. La proporción cada vez más elevada (próxima al 70% en 1994) de errores humanos traduce asimismo una mayor transparencia en los emplazamientos. El progreso es pues más importante que el factor 2 que hemos mencionado más arriba.

¿Debemos por eso considerar que el resultado alcanzado es satisfactorio? Aquí no nos podemos basar en una referencia internacional. Hemos señalado ya que las definiciones varían de un país a otro. En cambio, en los emplazamientos EDF, todos los responsables reconocen que todavía tienen que ganar me-

diante un mejor retorno de la experiencia. Si no nos encontráramos con sucesos de poca importancia que ya se han producido en el pasado, en el mismo emplazamiento, en otra unidad del parque o en una central nuclear en el mundo, se disminuiría sin duda, por un factor superior a 3, las frecuencias actuales. Por tanto es de desear que se continúe mejorando este indicador en el futuro, en la medida en que tener en cuenta el retorno de la experiencia seguirá siendo una de las prioridades de todos los gestores sobre el terreno. La disminución del número de incidentes, incluso si son de poca importancia, sólo puede mejorar la imagen del sector nuclear ante la opinión pública.

La gravedad de los incidentes

Desde 1988 todos los sucesos de explotación de las instalaciones nucleares francesas están clasificados según una escala de gravedad que permite identificar de forma sencilla su importancia para la seguridad. Internacionalizada en 1992 bajo el nombre de INES (International Nuclear Event Scale), se inspira en las escalas utilizadas para los sismos. Comporta 7 niveles, el más elevado corresponde al accidente más grave, Chernobil. Los niveles más bajos de 1 a 3 están reservados para los simples incidentes.

Los REP-EDF no han sufrido nunca un accidente (nivel 4 a 7); se han enfrentado a un único incidente de nivel 3, en 1989 en Gra-

velines defecto de mantenimiento ya citado. EDF se ha fijado el objetivo de eliminar estos «casi accidentes», de los que los REP no han conocido más que otro caso, anterior a la utilización de la escala: era en Bugey en 1984, una pérdida de la alimentación eléctrica de control.

La frecuencia media de los incidentes de nivel 2 es 0,1 por año y reactor; son sucesos raros. Los incidentes de nivel 1 son 10 veces más frecuentes pero están clasificados dentro de la escala de simples «anomalías». Como es probable que un accidente, si tuviera que producirse uno, se originara a partir de un incidente mal gestionado o que se ha complicado a causa de fallos independientes, se puede estimar que la frecuencia actual de incidentes inferior a 1 por 1.000 por año-reactor para el nivel 3, confirma la evaluación probabilista del riesgo de un accidente grave.

La eficacia del análisis de los incidentes para mejorar la seguridad

El análisis detenido de los incidentes y accidentes ha permitido hacer progresar claramente la seguridad de las centrales EDF. Citaremos:

- En primer lugar, la utilización que se ha hecho de las lecciones aprendidas del accidente de Three Mile Island extensamente discutidas en esta obra.
- En segundo lugar, la corrección de los defectos de diseño que hubieran podido po-

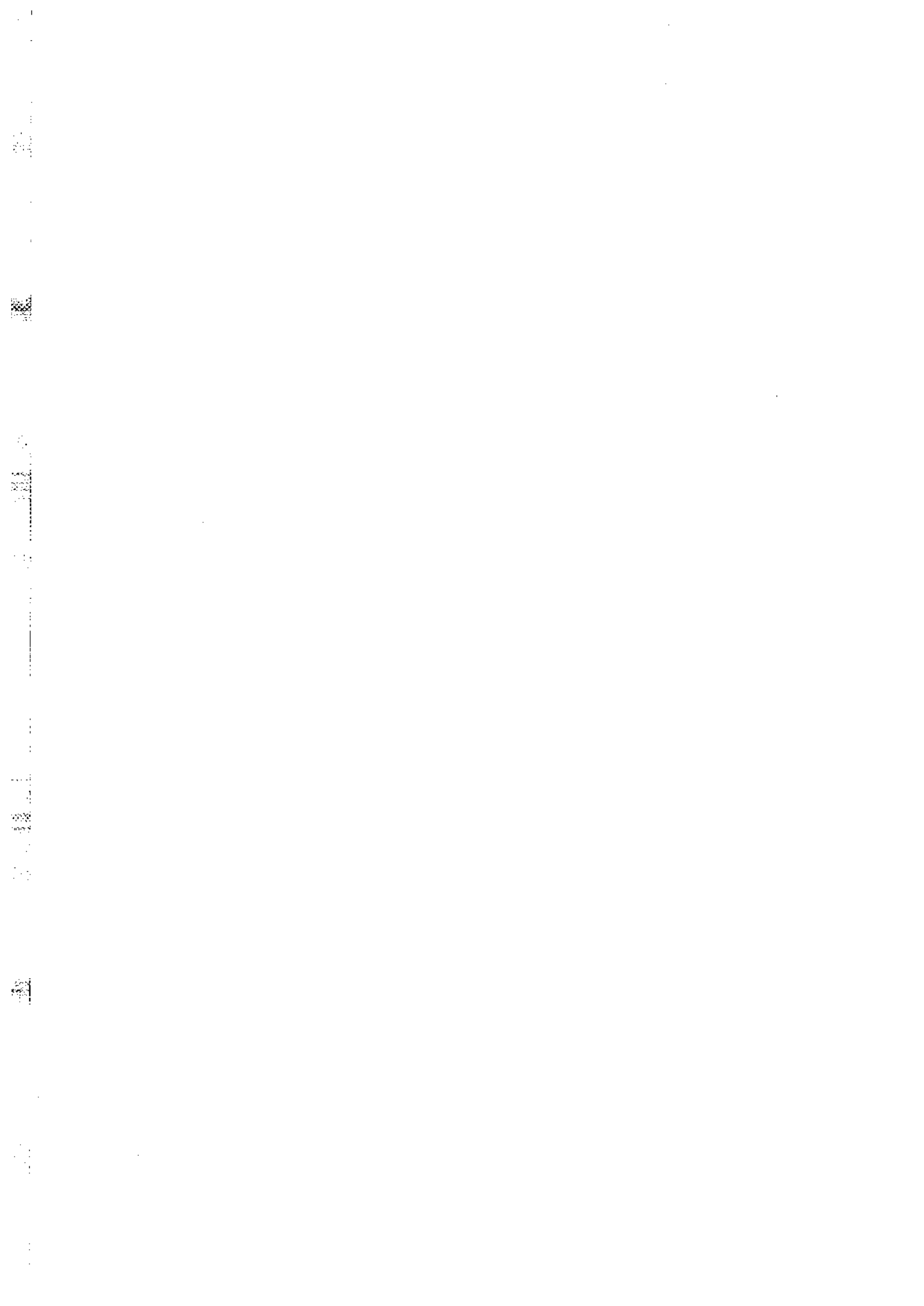
ner en duda la seguridad; se ha remediado así la situación que apareció con el incidente de Bugey en 1984, que hemos citado anteriormente, y los suministros eléctricos son mucho más seguros hoy en día.

- EDF ha corregido igualmente las situaciones que han dado lugar a sucesos muy mediatizados, como el de los tornillos de Gravelines en 1989: a lo largo de una operación de mantenimiento, los equipos habían instalado tornillos macizos en vez de tornillos huecos en un sistema que controlaba las válvulas de despresurización del circuito primario, haciendo así parcialmente inutilizable un equipo importante para la seguridad.
- Se han utilizado los datos de los estudios probabilistas de seguridad, corroborados por la experiencia extranjera, para mejorar la seguridad en las situaciones de parada.
- EDF y AS han identificado los índices precursores de los defectos susceptibles de obli-

gar a reconsiderar la seguridad y tomado, o mandado tomar, las medidas correctoras necesarias, ya se tratara por ejemplo de la aparición de fisuras por fatiga en soldaduras del circuito primario o de defectos de venteo en los circuitos de salvaguardias.

- El conjunto de los actores siguen de cerca todos los incidentes que ocurren en nuestras centrales y en las centrales extranjeras y el análisis de todos ellos constituye otras tantas vías de progreso.

Si agregamos que una vigilancia atenta del estado de los materiales, junto con la sustitución preventiva de ciertos componentes deteriorados, tales como los generadores de vapor mencionados antes, garantizan que se mantendrá con el tiempo la conformidad de las instalaciones con los objetivos iniciales, pensamos haber justificado la opinión positiva, sobre el balance de explotación, que dábamos al principio.



9. Las otras instalaciones nucleares

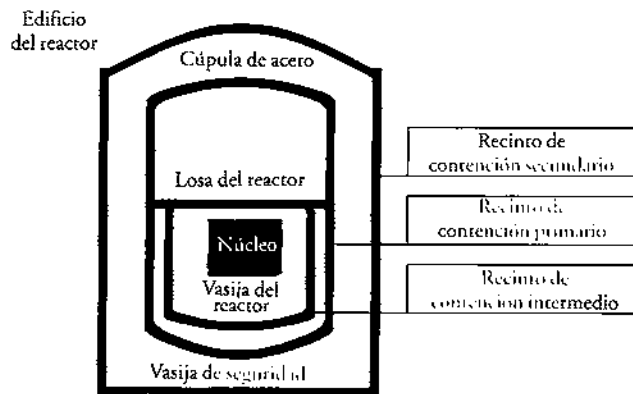
Nos hemos extendido mucho en el capítulo anterior sobre la seguridad de las centrales de agua a presión. Junto a éstas, existen en Francia muchas instalaciones nucleares cuya seguridad hace falta garantizar. En la primera parte de esta obra hemos presentado brevemente los problemas de seguridad específicos de las instalaciones del ciclo del combustible. Francia es uno de los pocos países nucleares que dispone en su territorio de todos los tipos de instalaciones necesarias para un ciclo completo: minas de uranio, instalaciones para la transformación del concentrado de uranio natural en hexafluoruro de uranio (UF₆), instalaciones de separación isotópica del uranio para enriquecer el uranio natural, instalaciones para la fabricación de los elementos combustibles, plantas de reelaboración del combustible irradiado y almacenamiento de los residuos. Para completar, haría falta mencionar los transportes de cualquier naturaleza, laboratorios y reactores experimentales.

No hemos querido revisar estos diferentes tipos de instalaciones que globalmente funcionan bien y que no plantean hoy, en nuestra opinión, problemas serios de seguridad, gracias a una explotación rigurosa y a un control competente. Por tanto nos hemos limitado a algunos casos que nos parecen a la vez importantes e inadecuadamente tratados en lo referente a las informaciones que el público posee de ellos: los reactores de neutrones

rápidos, los residuos, el desmantelamiento de las centrales al final de su vida y las instalaciones militares.

Sin embargo, deseamos mencionar las características de las plantas de reelaboración de La Hague y de Cogema que las explota. Hoy dos fábricas, UP2-800 y UP3, que están en funcionamiento o se pondrán en marcha y se utilizan para la reelaboración de los elementos combustibles irradiados franceses y extranjeros. En La Hague hay un conjunto industrial impresionante, con talleres de tratamiento, además de piscinas de almacenamiento del combustible irradiado, instalaciones para el almacenamiento de los productos de fisión, instalaciones de vitrificación con depósitos para almacenamiento temporal a largo plazo, etc...

Las instalaciones de La Hague tuvieron hace diez años un cierto número de dificultades de puesta a punto. La situación ha evolucionado favorablemente gracias al esfuerzo de su personal, y hoy se considera unánimemente que su funcionamiento es notable, con un balance de seguridad irreprochable, principalmente en cuanto a los niveles alcanzados tanto en lo que se refiere a las emisiones al medio ambiente, como a las exposiciones del personal. Al comienzo de su explotación, la instalación de La Hague había suscitado mucha controversia, tanto en cuanto a su utilidad como a sus cualidades técnicas. Se ha reconocido su utilidad en el momento de la publicación en 1982-1983 de los informes



Las «barreras» en un reactor rápido. El enfoque de seguridad empleado para los reactores rápidos es el mismo que para los reactores de agua a presión, pero se ha adaptado a sus características técnicas específicas. El esquema presenta la segunda y tercera barreras, situadas más lejos del núcleo. El refrigerante, el sodio, está a presión atmosférica; la vasija constituye un recinto intermedio. Esta está revestida con una vasija de seguridad, capaz principalmente de resistir el incendio del sodio. El último recinto de hormigón existe en los dos casos.

de la Comisión Castaing establecida por el gobierno. Sus resultados son hoy en día una prueba de la calidad del trabajo de sus proyectistas, constructores y explotadores.

9.1. Los reactores de neutrones rápidos

Francia desde el principio ha considerado que un desarrollo masivo de la energía nuclear implicaría tarde o temprano una utilización más completa del potencial energético del uranio que la obtenida en las centrales de agua ligera. A parte de las soluciones a corto plazo, como el reciclaje del plutonio que se ha realizado en Francia y en el extranjero, los reactores de neutrones rápidos, gracias a los cuáles se puede multiplicar por 50 la energía producida para una determinada cantidad de uranio, son los que se han revelado desde finales de los años 60 como la solución más prometedora. Desde 1959, un pequeño reactor de este tipo había producido en los EE.UU. la primera electricidad de origen nuclear en

el mundo. En Francia, el CEA ha lanzado un programa de investigación, construido y explotado un reactor experimental, Rapsodie, puesto en servicio en 1967, y después, en cooperación con EDF, una central prototipo de 250 MWe, Phénix, conectada a la red en 1974. El SuperPhénix, 1.200 MWe, se ha contratado en 1977 en el propio emplazamiento de Creys-Malville, a orillas del Ródano, a través de un consorcio europeo que asocia EDF con productores alemanes e italianos, y se ha conectado a la red en 1986.

Hoy en día, debido a la disponibilidad del uranio y a las orientaciones de la ley de diciembre de 1991 sobre los residuos radiactivos, se ha decidido utilizar con prioridad la posibilidad de «quemar» el plutonio y los actínidos, ofrecida por los reactores rápidos, para disminuir la duración de nocividad de los residuos. Esto no cambia significativamente las características de seguridad y la filiar tiene futuro gracias a su potencial de reproducción.

Hemos presentado antes, en el capítulo 7, algunos elementos relativos a la problemática de la seguridad de los reactores rápidos. Esta no difiere en su fundamento de la de los otros tipos de reactores: se trata de prevenir los accidentes que pueden conducir a emisiones de radiactividad, y para ello se intenta instalar líneas de defensa apropiadas que hagan frente a los fallos previsibles. Los reactores rápidos presentan por supuesto características específicas que hay que tener en cuenta en el análisis de seguridad, principalmente la presencia de grandes cantidades de plutonio en los combustibles nuevos⁽¹⁾ y la utilización del sodio fundido como refrigerante. Estas características presentan aspectos positivos para la seguridad, debido a la ausencia de presión y a la fuerte inercia térmica del núcleo. En cambio, plantean problemas nuevos, relacionados con los riesgos de incendio del sodio y de pérdida de control de la reacción en cadena. Los peligros correspondientes están bien identificados y los expertos están de acuerdo en las disposiciones de seguridad capaces de controlarlos. Un reactor rápido que ha sido correctamente diseñado, cuya calidad de ejecución se ha vigilado adecuadamente y que se explota con rigor es tan seguro como un REP, que responda a las mismas condiciones. Además ésta es la conclusión a la que han llegado las autoridades de seguridad y sus informes técnicos a lo largo del

1. En un REP, los combustibles no irradiados no contienen más que uranio (salvo en el caso del combustible llamado «mixto U-Pu»), pero de todas maneras se cargan de plutonio durante el funcionamiento del reactor.

procedimiento reglamentario relativo a Creys-Malville. En su última recomendación transmitida al gobierno, en enero de 1994, el director de la DSIN subraya que Creys-Malville es tan segura como una central de agua ligera.

Los oponentes han querido hacer creer que la combinación de plutonio-sodio convertía los reactores de este tipo, por tanto de Creys-Malville, en instalaciones especialmente peligrosas que convenía prohibir en nombre de la protección a la población. Se han rechazado sus argumentos en varias ocasiones, tanto en las reuniones técnicas como en los debates públicos. El plutonio está claro que es un producto peligroso, como lo son muchos otros, pero es fácil de confinar, y además ya está presente en las centrales de agua presurizada. El sodio es combustible y reacciona violentamente con el agua, pero estos peligros se controlan desde el momento en que el sodio, presente en la central nuclear, está aislado de todo contacto con el aire y el agua. Desgraciadamente es más frecuente oír a los encargados sembrar el pánico que a los verdaderos expertos, y Creys-Malville ha sido el centro de muchas controversias.

El funcionamiento de la central de Creys-Malville

Creys-Malville se encontró al principio de su funcionamiento con algunas dificultades técnicas normales para un prototipo único en el mundo. En abril de 1987, se trataba de

una fuga de sodio en un sistema anexo utilizado para la recarga del combustible, incidente costoso pero que no ponía en entredicho la seguridad. En julio de 1990, se trataba de la contaminación del sodio del primario, sin que tuviera tampoco ninguna consecuencia para la seguridad.

Sin duda a causa de la «sensibilidad política» de la instalación, la Autoridad de Seguridad ha considerado necesario exigir controles y estudios complementarios antes de autorizar la continuación su funcionamiento.

Los trabajos correspondientes han tardado su tiempo, y a mediados de 1991 fue cuando el explotador estaba en condiciones de enviar los informes acompañados de una petición para volver a poner en marcha la instalación⁽²⁾.

El año 1992 debía ser el de su nueva puesta en marcha. Los explotadores y constructores habían aprovechado el largo período de inmovilización para revisar las condiciones de explotación. Después de discusiones con los expertos, apoyo técnico de las autoridades, en abril de 1992, se dio el visto bueno. Lo que sucedió a continuación sorprendió: el gobierno tomó la decisión, el 29 de junio de 1992, de «subordinar la decisión de la nueva puesta en funcionamiento a la realización de los

trabajos necesarios para hacer frente al incendio del sodio». A esta condición técnica, la única que afectaba a la central, se asociaban otras peticiones que aspiraban a garantizar la transparencia de la decisión: la publicación de un informe de la Autoridad de Seguridad y el inicio de una nueva encuesta pública. Se había pedido igualmente al Ministerio de Investigación un informe de evaluación sobre la capacidad de un reactor rápido para «quemar» plutonio y los residuos resultantes del funcionamiento de las centrales nucleares. Este informe se publicó el 17 de diciembre de 1992, confirmando que el Superphénix podría ser una herramienta para la validación de este proceso.

De acuerdo con la decisión del gobierno, el explotador de Creys-Malville presentó, en octubre de 1992, a las autoridades competentes una nueva petición de arranque. Este informe incluye un conjunto de mejoras referentes al control de los incendios de sodio del secundario. En abril de 1993 comenzó una encuesta pública⁽³⁾. La encuesta, que primero se prolongó quince días y luego un mes, terminó con la publicación de un informe enviado a las autoridades el 29 de septiembre de 1993. En sus conclusiones, el informe se declara a favor de la renovación de la autorización de Creys-Malville, siempre y cuando

2. Para completar el histórico año 1991, hace falta señalar el hundimiento de una parte del tejado de la sala de máquinas debido al peso de la nieve a lo largo del invierno de 1990-91. A finales de 1991, las instalaciones de producción de energía estaban técnicamente dispuestas para que arrancara un grupo de 600 MW, el otro grupo debía estar disponible en 1993.

3. Era la primera vez en Francia que se obligaba a parar un reactor de potencia durante más de dos años y por tanto quedaba sometido a las disposiciones correspondientes al decreto 63-1.228 de diciembre de 1963, que impone una nueva encuesta pública antes de conceder la autorización de nueva puesta en marcha.

la Autoridad de Seguridad emita una opinión favorable para esta nueva puesta en marcha, después de su examen de seguridad, fundamentalmente en lo que se refiere a los incendios del sodio.

El Director del DSIN entregó su informe a los Ministros de Industria y Medio Ambiente el 18 de enero de 1994, en el que concluía que *desde el punto de vista de la seguridad, podía autorizarse la puesta en marcha del reactor Superphénix*. La puesta en marcha queda, sin embargo, subordinada a una adecuada finalización de los trabajos de lucha contra los incendios del sodio y al correcto funcionamiento a potencia limitada durante unos meses, de cara a validar las medidas para mejorar las condiciones de explotación establecidas después del incidente de contaminación del sodio en el verano de 1990. El Director de la DSIN especifica igualmente que:

«La producción de electricidad no deber ser el objetivo principal. La explotación tendrá que dar preferencia a la seguridad y a la adquisición de conocimientos para preparar una posible futura generación de reactores de neutrones rápidos».

Tras esta recomendación, la función de Creys-Malville quedó establecida así: validar la capacidad de este reactor para producir electricidad a escala industrial y contribuir a la investigación sobre la combustión del plutonio y sobre la reducción de los residuos radiactivos de alta actividad.

Por último, el procedimiento desembocó en el decreto de autorización de construcción

de 11 de julio de 1994 que sustituye al precedente. La autorización de criticidad se concedió el 3 de agosto de 1994, después de un examen final realizado por el grupo permanente de expertos al que secundaba un experto designado por las autoridades de seguridad helvéticas. El 4 de agosto de 1994 se volvió a llegar a criticidad en Creys-Malville. Poco tiempo después, volvió a aparecer una fuga de argón en un intercambiador intermedio; el análisis de seguridad demostró que se podía controlar la fuga y que sus consecuencias quedaban cubiertas por los análisis anteriores. Se concedió la autorización para proseguir la subida de potencia del reactor el 7 de noviembre. El 22 de diciembre de 1994 tuvo lugar la conexión a red. Entonces se interrumpió el proceso de subida de potencia debido a la fuga de argón que se ha mencionado anteriormente. Se decidió proceder a una reparación *in situ* en espera de la sustitución del intercambiador, que se llevaría a cabo durante la próxima parada de larga duración; la central dispone de un intercambiador de recambio. Se efectuó la reparación durante la primavera de 1995 y a lo largo del verano se dio la autorización para volver a arrancar.

Conclusión

Ya no se pone en duda la seguridad de la central de Creys-Malville, los análisis en profundidad que se han efectuado demuestran que su nivel de seguridad es coherente con el de las centrales de agua a presión, que son las que esencialmente componen el parque

nuclear francés. El reto actual consiste en cuidar especialmente de la forma en que se va a explotar este reactor prototipo para permitirle aportar las demostraciones que se esperan de él. Esta explotación debe seguir siendo minuciosa, paciente y vigilante, para prevenir cualquier incidente que pudiera perjudicar el desarrollo sereno del programa, una de cuyas claves de éxito reside en el mantenimiento de las competencias no sólo del explotador, sino también del propietario y de los diferentes constructores

9.2. Los residuos radiactivos

Desde hace ya varios años, el almacenamiento de los residuos radiactivos constituye, para la opinión pública en Francia y también en todos los países nucleares, un tema que provoca inquietud. Cerca del 90% de nuestros conciudadanos consideran que los residuos radiactivos representan un peligro y que el problema no está todavía solucionado. La forma de plantear las preguntas no es lo más importante y resulta asombroso comprobar que cuando se pide a las personas interrogadas que citen los peligros que amenazan su vida o su salud, sin que se les sugiera ninguna respuesta, los residuos radiactivos están en tercera posición, detrás de los accidentes de carretera y del SIDA.

Hay que tener en cuenta cómo están las cosas, incluso si *a priori* parece inexplicable que tal temor esté tan generalizado, a pesar de que nunca en el mundo ninguna persona ha

sufrido ningún accidente ni la menor contaminación significativa debida al transporte o al almacenamiento de los residuos radiactivos. Es cierto que se han producido sucesos lamentables, mala gestión de situaciones particulares ampliamente mediatizadas, en especial en 1991 en el mismo centro de Saclay. Pero siempre, comisiones independientes han confirmado la ausencia total de nocividad real, y todas las comunidades locales y todos los organismos involucrados han reconocido estos resultados. Posiblemente ha existido una falta de información en la materia, pero seguramente hay una sistemática falta de información, que mezcla residuos y combustibles irradiados, plutonio y cáncer, radiactividad y malformación genética. También existe el sentido común del comerciante y del agricultor que saben, por experiencia, que no se puede hacer nada contra los rumores, incluso infundados, y que bastará con que un periódico publique en primera página, que se piensa implantar un centro para el almacenamiento de residuos en Bresse, para que se hunda la venta de los pollos de Bresse.

La comunidad nuclear ha tomado conciencia de que su política de comunicación no podía ignorar la sensibilidad de la opinión pública a la cuestión de los residuos nucleares. Los industriales del sector nuclear asumen la responsabilidad de los residuos que producen. Esta gestión debe hacerse con toda transparencia. Están de acuerdo en pagar los gastos correspondientes, la gestión se ha confiado a una empresa pública independiente, ANDRA.

La autoridad de seguridad y ANDRA definen las normas para la gestión. Estas normas garantizan la ausencia total de riesgo significativo para el público y el medio ambiente, a corto y largo plazo, y esta posición se declara con toda claridad en los debates públicos.

Resumen de la problemática

En primer lugar hace falta recordar que la mayoría de los países y en todo caso, todos los miembros de la Unión Europea, producen residuos radiactivos. Los que no tienen centrales nucleares no producen más que cantidades pequeñas que proceden de las diferentes utilidades de las radiaciones y materiales radiactivos, en medicina, agricultura, industria e investigación. Los que tienen centrales nucleares producen mucho más. Los programas nucleares militares, en un país como Francia, producen también residuos, pero en cantidades generalmente inferiores a las que resultan de la producción de electricidad; estos residuos son del mismo tipo y se tratan de la misma forma.

No todos los residuos radiactivos son idénticos. Se pueden clasificar en dos categorías:

- Residuos de vida corta (período menor de 30 días) de baja y media actividad; son en particular los residuos que se han convertido en radiactivos dentro de las centrales por contaminación, como los guantes, filtros y resinas; dentro de 300 años

tendrán una radiactividad comparable a la radiactividad natural.

- Residuos de larga vida y los residuos de alta actividad, cualquiera que sean; están esencialmente constituidos por los residuos de la combustión del combustible nuclear en las centrales; concentran más del 90% de la radiactividad total de los residuos; algunos de sus componentes seguirán siendo radiactivos durante varios centenares de miles de años.

En Francia, el volumen de residuos de baja y media actividad es de alrededor de 25.000 m³ por año; hoy en día el precio del tratamiento y almacenamiento es de 100.000 francos/m³, es decir aproximadamente cinco veces más que los residuos industriales tóxicos. Los residuos de alta actividad representan 4.000 m³ por año, de los cuales 200 m³ son altamente radiactivos, *el equivalente a una piscina de jardín* (comparación utilizada por ANDRA); el coste de su almacenamiento está evaluado en 1.500 francos por kilo de combustible inicial. El conjunto de los gastos relacionados con los residuos, incluidos los que resultan del desmantelamiento de las centrales después de su parada definitiva, influyen muy poco en el precio resultante del kWh nuclear.

Los residuos de baja y media actividad, después de un *acondicionamiento* que depende de su naturaleza (revestimiento, compactación, contenedor de metal u hormigón) y que constituye la primera *barrera* de confinamiento

de la radiactividad, se almacenan en estructuras de hormigón que mantienen el bulto protegido del agua y de los seres vivos; esta es la segunda *barrera*. Más allá, está el lugar de almacenamiento, que se ha elegido en virtud de sus propiedades geológicas como una *barrera* natural adicional. En el emplazamiento, las estructuras para el almacenamiento están en la superficie; cuando están llenas, se descarga arena para rellenar los huecos y se pone sobre la losa superior una tapa de protección compuesta por capas aislantes y drenantes. Por último se cubre con tierra vegetal lo que da al conjunto el aspecto de una duna cubierta de hierba. El primer emplazamiento para el almacenamiento francés se creó en 1969, en La Manche; ha alcanzado su capacidad máxima en 1994; hoy en día está cerrado y vigilado. El centro de l'Aube se abrió en 1992 y recogerá todos los residuos radiactivos franceses de media y baja actividad durante unos cuarenta años.

Para los residuos de alta actividad la seguridad no se puede basar, durante varias decenas de miles de años, ni en la perennidad de las barreras construidas (bultos, estructuras de hormigón), ni en la de las instituciones. Hay que tener también en cuenta nuevos datos: movimientos telúricos y variaciones climáticas. Se debe por tanto buscar una barrera geológica duradera. Después del almacenamiento en superficie, durante varias decenas de años, se piensa introducir los residuos en unas formaciones geológicas, a más de 500 m de profundidad.

Se deben resolver varios problemas técnicos:

- La naturaleza de los residuos que hay que almacenar: en Francia, se reelabora el combustible irradiado en La Hague; el uranio y el plutonio, que representan el 97% de este combustible, se reciclan; los únicos residuos que hay que almacenar son los productos de fisión y los transuránidos. Numeros países como los EE.UU. no procesan y tienen previsto almacenar directamente el combustible irradiado. Francia y Japón, por su parte, estudian además la posibilidad de una reelaboración avanzada que separaría los elementos de larga vida de los residuos; éstos se podrían transmutar posteriormente en elementos de vida corta, pasando por reactores nucleares o aceleradores de partículas.
- El acondicionamiento de los residuos: incluso si se cuenta con la barrera geológica natural, para garantizar el confinamiento último, se tiene previsto interponer barreras artificiales, que asegurarán un confinamiento total durante los primeros siglos, y retrasarán la ulterior difusión en el medio geológico. En Francia, los residuos después de reprocesados se vitrifican, se colocan en contenedores metálicos herméticos y se introducen en arcilla con gran poder de retención. Se recurre así al método tradicional en materia de seguridad, el de las barreras en forma de muñecas rusas, del que podemos pensar que garantiza el confinamiento para varios miles de años.

El tipo de estructura geológica de recepción: se piensa en la sal, perfectamente aislada de las aguas subterráneas y que vuelve a cerrarse automáticamente; la arcilla, plástica, dotada de un gran poder de retención; y el granito o la pizarra, poco permeables al agua y que presentan excelentes propiedades mecánicas. En ciertos países como Bélgica existen laboratorios subterráneos y se están proyectando en Francia (en aplicación de la ley de diciembre de 1991) con el fin de evaluar la capacidad de los emplazamientos para confinar de forma eficaz la radiactividad.

Seguridad de los almacenamientos

La seguridad de los residuos nucleares ha dado lugar a una importante conferencia internacional en Francia en 1993. Sobre cada tema técnico, los mejores expertos de los países que disponen de experiencia en la materia, han hecho la recopilación y el análisis del estado de la cuestión. Los especialistas han discutido las cuestiones relativas a la gestión de los residuos de media y baja actividad y está claro que no plantean dificultades fundamentales. Los centros para el almacenamiento están bien aceptados por la opinión pública, como lo demuestra la apertura en Francia de un nuevo emplazamiento para almacenamiento en Soulaire y el funcionamiento, sin mayor problema, de los centros de almacenamiento análogos que hay en explotación en Francia o en el extranjero. Varios centenares de años representan para todos una

duración a escala humana, donde las previsiones tienen una cierta credibilidad. No ocurre lo mismo cuando se trata de residuos de alta actividad, de los que la conferencia se ha ocupado concretamente. Vamos a resumir las conclusiones a las que han llegado los expertos.

Se confirmó un consenso técnico muy importante sobre la viabilidad del concepto de almacenamiento definitivo en una estructura geológica profunda:

- Ya se almacenen directamente los combustibles irradiados o los residuos resultantes de la reelaboración, según todos los expertos, se ha alcanzado el nivel de seguridad; la demostración es fácil para las fases de llenado y de cierre, y durante los años en los que se mantendrá la vigilancia; a lo largo de los siglos sucesivos, hasta 1.000 años y más, los modelos permiten garantizar el confinamiento absoluto si no se produce ningún suceso repentino grave; más allá cuando la radiotoxicidad haya decrecido suficientemente, la demostración ya no puede ser del mismo tipo, pero nos podemos basar en los análogos naturales⁽⁴⁾ para demostrar que los riesgos para el medio ambiente son muy bajos.

4. Se trata de estructuras geológicas en las que es posible reconstruir la migración de los elementos radiactivos tal y como se efectúa a lo largo de millones de años. El análogo natural más conocido es el yacimiento de uranio de Oklo en Gabón, donde la elevada concentración del mineral ha permitido el establecimiento espontáneo de reacciones en cadena durante períodos muy largos.

- Siempre quedan cuestiones que se siguen discutiendo en el seno de los grupos de expertos, principalmente sobre la validez de la demostración (10.000 años?), los criterios de aceptación, una mejor optimización entre detrimento inmediato o a largo plazo; no son más que matices, importantes cuando se comienza el procedimiento reglamentario, pero que no vuelven a cuestionar la viabilidad técnica; tener en cuenta la intrusión humana en el marco de los fenómenos disruptivos accidentales plantea también dificultades, que pueden resolverse desde el momento en que se acepta tener en cuenta argumentos sensatos.
- La reelaboración, simple o avanzada, y la transmutación, parcial o incluso casi total, si creemos lo que nos cuentan los promotores de aceleradores eventualmente conectados a los reactores nucleares⁵⁾, constituyen avances en la gestión de estos almacenamientos, que dan lugar a una disminución de las cantidades, actividades e incluso puede que de la potencial nocividad, pero no cambian las conclusiones de fondo.

Tras este consenso sobre los principios, todo el mundo está de acuerdo en la necesidad de mantener un enfoque riguroso durante la puesta en práctica. Se reconoce que en el pasado, se han producido incidentes, que no han

creado un peligro real, pero que han afectado a la credibilidad técnica. Los proyectos para el futuro deben basarse en el concepto de *barrevas múltiples* y con un enfoque de defensa en profundidad; deben estar sometidos a una evaluación de seguridad basada en unos modelos *validados* a partir de experimentos y, en cuanto al largo plazo, apoyándose en los análogos naturales; esta evaluación debe someterse a una «peer review» internacional, que cuente con la participación de los mejores expertos escogidos en el seno de la *comunidad que se ocupa de los residuos*. Por último, hace falta convencer a la comunidad científica de la validez del enfoque técnico que se ha seguido, lo que obliga a presentar informes que sean comprensibles para científicos de diversas disciplinas no directamente relacionados con esta materia.

La participación de los tres organismos internacionales involucrados, OIEA, AEN y UE, ha ilustrado el hecho de que un punto de vista estrictamente nacional ya no tiene sentido, cuando uno se preocupa por los posibles efectos en el ser humano en unos plazos de varios centenares o miles de años. Todas nuestras actividades actuales deben situarse con relación a los puntos de vista internacionales, ya se trate de la experiencia adquirida o de la evaluación de los riesgos para el ser humano y el medio ambiente. Para hacer progresar esta cuestión a nivel internacional, se han discutido tres propuestas:

5. No hay unanimidad entre los expertos sobre la posibilidad de una transmutación al 100%.

- Crear un organismo científico de alto nivel que emitiría recomendaciones sobre las orientaciones importantes. Un grupo de expertos se podría integrar en la OIEA, basado en un modelo análogo al INSAG, para dirigir las «peer reviews» que hemos sugerido anteriormente, en lo que se refiere a la evaluación del riesgo.
- Desarrollar los intercambios entre países, desde el momento en que se reconozca que un emplazamiento, en un país determinado, presenta todas las garantías de seguridad, a condición de que los residuos que haya que almacenar en ellos satisfagan un conjunto preciso de especificaciones técnicas; incluso si esta propuesta va en contra de la tendencia demagógica actual, sólo podemos apoyarla desde el punto de vista de la minimización del riesgo; se sabe en efecto que el transporte de los residuos es especialmente seguro.
- Crear centros internacionales de almacenamiento, puesto que no nos imaginamos cómo los países, que carecen de un programa nuclear significativo, pueden dotarse de su propio emplazamiento para el almacenamiento; la gran mayoría de los participantes han considerado que era demasiado pronto para hablar de ello en público, pero que la cuestión se planteará espontáneamente cuando los emplazamientos nacionales hayan demostrado su perfecta seguridad a los ojos de todos.

Hay pues que subrayar una primera conclusión: nadie pone en duda que la comunidad nuclear dispone de soluciones técnicamente seguras para el almacenamiento final de los residuos. Por tanto, es más bien el aspecto socio-político el que es determinante y todos están de acuerdo en la necesidad de dialogar, aportar transparencia, de responder a lo que se espera, frecuentemente de orden financiero, de las comunidades a las que concierne; pero muchos se refugian detrás de la expresión: «hay que tomarse su tiempo». Se puede por tanto temer la perversa coalición de los políticos, que siempre tienen alguna elección en perspectiva, de la población receptiva a los vendedores de miedo, de las empresas que prefieren gastar después mejor que antes, de las instituciones públicas que se protegen en las reglamentaciones cada vez más exigentes, etc. Estas observaciones nos conducen a abordar la cuestión de los residuos bajo un ángulo no técnico: se trata ante todo de un problema social.

Un problema social

Se han abordado extensamente los objetivos políticos durante la conferencia de 1993, en la que participaban numerosos políticos, en primer lugar el presidente de la Asociación europea de las delegaciones parlamentarias encargadas de las alternativas científicas y tecnológicas, quién ha presidido la conferencia permitiendo la amplia participación en ella de otras comunidades no nucleares. La

sesión de apertura estuvo especialmente amenizada por dos *negociadores*, el francés y el americano, encargados de ser los intermediarios con el público.

Parece que no se trataba de saber si existe o no una solución técnica para el almacenamiento final de los residuos, puesto que lo que hoy está en juego en el mundo, no es la puesta en práctica *a cualquier precio* de una solución preexistente, ya que el público ha dado muestras ya de estar preparado para aceptarla por ahora. Se trata en primer lugar de proponer un enfoque global, abierto a todas las sensibilidades e interactivo, es decir que evolucione tanto en función de las necesidades y de los deseos de los diferentes actores, como en función de los resultados de la experiencia e investigación. Los expertos y los políticos se han puesto de acuerdo sobre cómo debería enfocarse, y los negociadores se esfuerzan en crear, sobre el terreno, las condiciones de un diálogo que permita su avance. El enfoque debe ser:

- Técnicamente seguro y capaz de obtener el acuerdo de la comunidad científica, en el más amplio sentido de la palabra.
- Abierto a todos los puntos de vista, ya sean técnicos o filosóficos, ya se refieran a las inquietudes a corto y largo plazo o a los intereses económicos de las comunidades locales y nacionales.
- Interactivo, es decir que evolucione tanto en función de las necesidades y de los

deseos de los diferentes actores como de la experiencia de la industria y de los resultados de la investigación.

A modo de conclusión

Los residuos radiactivos seguirán siendo sin duda durante muchos años una cuestión difícil en cuanto a la forma en que el público percibe los riesgos nucleares. Sin embargo, parece que se puede ser optimista sobre la posibilidad de obtener un acuerdo razonable de la opinión pública. En Francia, la ley de diciembre de 1991 ha establecido el proceso de diálogo abierto que era necesario.

Los trabajos experimentales en dos laboratorios deberían comenzar en breve, y en menos de 10 años se podría presentar ante el parlamento un proyecto que tendría en cuenta los resultados experimentales correspondientes. Se puede confiar en un desenlace favorable si, como es probable, los resultados de los estudios confirman las previsiones.

9.3. El desmantelamiento de las instalaciones nucleares

En este capítulo consagrado a la evolución de la seguridad en Francia, hemos mencionado las centrales de grafito-gas, que han permitido a nuestro país desarrollar una importante capacidad nuclear produciendo electricidad a un coste razonable. El CEA puso primero en servicio los reactores de Marcoule G1, G2 y G3. A continuación EDF ha explorado seis

unidades, desde 1963 hasta 1994, en Chinon, St-Laurent-des-Eaux y Bugey, en buenas condiciones de seguridad, puesto que no han tenido ningún accidente que pusiera en peligro la salud de las personas o la protección del medio ambiente. En estas unidades, que están hoy en día definitivamente paradas, se plantea el problema de su desmantelamiento. Nos ha parecido útil tratar el problema desde un punto de vista general y precisar lo que constituye el carácter específico del porvenir de las instalaciones nucleares, después de que hayan llegado al término de su actividad, cualquiera que sea la razón, obsolescencia técnica o económica o accidente grave.

La problemática del desmantelamiento

Toda instalación industrial potencialmente peligrosa debe respetar durante su funcionamiento unas instrucciones que tienen por objetivo garantizar el control de sus riesgos y perjuicios. Desde el punto de vista reglamentario es una «instalación clasificada». Cuando se para definitivamente la instalación no se puede «cambiar de categoría», es decir sólo deja de estar sometida a estas normas, si los responsables demuestran que ya no presenta ningún peligro significativo. El cambio de categoría implica necesariamente la evacuación de todos los productos tóxicos que contiene, enviándolos a centros de almacenamiento autorizados.

Ocurre lo mismo para una instalación nuclear. Los productos peligrosos son los productos

radiactivos que contiene, y en primer lugar los resultantes de la fisión del núcleo de uranio, que es el punto de partida para la producción de energía. La primera operación para la desclasificación de una instalación nuclear definitivamente parada consiste en evacuar los productos radiactivos producidos a lo largo del período de funcionamiento anterior utilizando los medios normales de explotación, así pues en primer lugar el combustible irradiado. Junto a esta operación se procede a otra de saneamiento, que se efectúa también con las herramientas de explotación, lo que permite evacuar los productos que han circulado en las diferentes partes de la instalación y que han quedado retenidas en los filtros u otros sistemas de depuración.

Estas operaciones no modifican el estatus reglamentario de la instalación. Son esenciales para su porvenir en la medida en que permiten eliminar la mayor parte de la radiactividad que contiene. Pero no por esta razón se desclasifica la instalación, aun cuando se pudieran negociar algunas modificaciones de las prescripciones con las Autoridades de Seguridad.

Para poder pasar esta primera fase hace falta tener en cuenta dos elementos:

- A lo largo de la explotación, algunos productos radiactivos han podido emigrar hacia lugares no previstos y «contaminar» los materiales no radiactivos.
- El propio funcionamiento y en particular la producción de neutrones en una central

ha «activado» algunos materiales estructurales, convirtiéndolos también en radiactivos.

La desclasificación implica pues el «desmantelamiento» de todas las estructuras contaminadas y activadas. Aquí es donde está el carácter específico de las instalaciones nucleares. Las dificultades inherentes al desmantelamiento nuclear están relacionadas con el trabajo en un medio ionizante y con el futuro de los productos radiactivos resultantes, los residuos del desmantelamiento. El análisis debe tomar en cuenta tres aspectos, interdependientes:

- *Técnico*: la capacidad para manipular y almacenar con total seguridad grandes volúmenes de materiales radiactivos.
- *Regulador*: el control de las obras en un ambiente ionizante y las autorizaciones ligadas a la reutilización o almacenamiento temporal y definitivo de los residuos del desmantelamiento.
- *Financiero*: el coste de las operaciones, del que el almacenamiento de los residuos puede representar una parte importante.

Recapitulación y análisis de los problemas de seguridad

Pasado el período de cese definitivo de la explotación y una vez extraídos el combustible irradiado y los materiales radiactivos, el desmantelamiento no plantea a decir verdad

problemas de seguridad nuclear, sino más bien problemas de seguridad en el trabajo, incluyendo la radioprotección.

Los conocimientos obtenidos como resultado de más de una década de pruebas, de precisar las cuestiones analizándolas y de prudentes avances, permiten hacer un balance de lo que indiscutiblemente se ha conseguido y de lo que queda por hacer en materia técnica, de organización y de regulación. La necesidad de desclasificar algunas unidades nucleares se ha manifestado primero en el momento de la parada de muchas instalaciones pequeñas: laboratorios, unidades piloto o prototipo, como las primeras instalaciones del ciclo del combustible, los reactores de irradiación de materiales y los reactores prototipo. Hoy en día instalaciones más importantes, como las instalaciones puestas en marcha al comienzo de las operaciones industriales de fabricación y de reelaboración del combustible, o incluso las centrales nucleares para la producción de electricidad de la primera generación, están definitivamente paradas y su desmantelamiento, en curso para algunas de ellas, se ha tratado a título de experimento de tamaño natural para la desclasificación de las unidades más grandes. Las reflexiones y estudios que se han llevado a cabo sobre la desclasificación de las instalaciones nucleares, junto con los trabajos de desmontaje y desmantelamiento ya realizados, principalmente por el CEA, conducen a dos conclusiones:

- Los medios técnicos disponibles hoy en día permiten dismantelar las instalaciones existentes y gestionar de forma totalmente segura los residuos producidos.
- Es posible mantener, durante varias décadas, una instalación nuclear en situación de parada «segura»: también existen los métodos y medios para verificar y controlar el estado de la instalación y de sus componentes.

El Organismo Internacional de Energía Atómica ha definido, bajo la denominación de niveles de desclasificación, tres tipos de soluciones aceptables para el futuro de una instalación nuclear definitivamente parada:

- Dismantelarla completamente después de su parada (Nivel 3).
- Dismantelarla parcialmente, inmovilizando de manera definitiva los productos radiactivos residuales bajo una forma que impida su liberación al medio ambiente (Nivel 2).
- Confinarla en un estado aceptable de seguridad y esperar durante un largo período las ventajas de la desintegración radiactiva natural, con el riesgo de sufrir los inconvenientes del envejecimiento, cuyos efectos pueden traducirse en mayores dificultades durante un desmontaje que se ha retrasado mucho tiempo, o simplemente en un aumento continuo del coste del mantenimiento (Nivel 1).

Para cada uno de los niveles recomendados las definiciones asocian obligaciones de mantenimiento, control y vigilancia de la instalación; únicamente el nivel 3, después de comprobado, queda dispensado de todo control. Hoy en día la experiencia no permite dar preferencia *a priori* a un nivel de desclasificación teniendo en cuenta que se garantiza la seguridad en todos los niveles. Sin embargo este nivel puede venir impuesto por consideraciones de orden político o debido a una situación accidental, que implique unas condiciones especiales de seguridad y protección. De otro modo, la alternativa es el resultado de la comparación de los costes estimados para cada una de las soluciones posibles y aceptables para la seguridad, sin olvidar que la desintegración radiactiva puede permitir, retrasando el dismantelamiento, reducir las dosis para los trabajadores.

El dismantelamiento de una instalación se basa en el empleo de herramientas para troquelar, equipos de alimentación y manipulación a distancia, métodos de descontaminación y tratamiento de residuos, medios de transporte y almacenamiento de los residuos radiactivos. Si bien todos estos medios existen ya, es lógico continuar los estudios con el fin de mejorar sus cualidades técnicas, aunque sólo sea para reducir el coste de las operaciones y las dosis recibidas por el personal. La puesta a punto de técnicas innovadoras puede además influir a la hora de elegir una alternativa técnico-económica.

Los trabajos de desclasificación en curso o que ya se han terminado, demuestran la importancia del impacto de la política de gestión de los residuos sobre la desclasificación. En efecto, sobre las exigencias de esta política se basa tanto la elección de los métodos de acondicionamiento y tratamiento de los residuos y efluentes, como la de los métodos de descontaminación. El desarrollo de la robótica puede mejorar las posibilidades de acceso a las zonas de trabajo y conducir a la necesidad de adaptar las herramientas a las nuevas prestaciones técnicas de los manipuladores a distancia, robots o cualquier otro tipo de ingenio accionado a distancia. Existe una estrecha similitud entre los trabajos de desmantelamiento y mantenimiento o reparación: medios comunes e idéntico tipo de trabajo. Por último se observará el interés de prever, en el momento del diseño de una instalación, las disposiciones que puedan facilitar su desclasificación.

Los costes

En la actualidad se mantienen ciertas incertidumbres en cuanto a los costes del desmantelamiento, que sólo podrán suprimirse después de repetidas operaciones. Para las instalaciones de producción tales, como las centrales nucleares, la reglamentación exige al explotador el establecimiento de un sistema de financiación mantenido gracias a los resultados de la producción, para asegurarse de que dispondrá de recursos que le permitirán

hacer frente al coste del desmantelamiento al final de la vida. Así en Francia, EDF asigna cada año unas partidas presupuestarias destinadas a cubrir los gastos de los futuros desmantelamientos. En otros países, se deduce una cantidad por cada kWh producido para alimentar un fondo de inversión. En todos los casos, las provisiones o deducciones deben evolucionar a medida que se adquiere experiencia, de manera que al final de la vida de la central la suma disponible corresponda a la mejor estimación del coste.

El coste del desmantelamiento de las centrales nucleares que ha estimado actualmente EDF se eleva al 15% del coste de la inversión correspondiente. Esta evaluación se sitúa en el punto más alto de las estimaciones internacionales. Se puede señalar en particular que el coste de la operación piloto de desmantelamiento de la central prototipo de Shippingport en los EE.UU., equipada con un reactor de agua a presión, se eleva a alrededor de 100 millones de dólares, lo que representa el 12% de coste de la inversión inicial. Se puede considerar que el coste del desmantelamiento de una central de 1.000 MW será del orden de mil millones de francos.

Para las centrales de grafito-gas, mencionadas anteriormente, cuya potencia unitaria es del orden de 1.000 MWe, EDF ha evaluado los costes de desmantelamiento, hasta el nivel 2, en 400 millones para Chinon-A3 y en 250 millones para cada una de las dos unidades de Saint-Laurent.

9.4. Actividades relevantes de la Defensa Nacional

Las instalaciones y las actividades nucleares relevantes de la Defensa Nacional constituyen un ámbito particular que mencionaremos brevemente pero con el deseo de ser exhaustivos. Se componen esencialmente:

- De reactores a propulsión nuclear, embarcados para constituir la central productora de calor nuclear de los submarinos nucleares lanza proyectiles (SNLE), la de los submarinos nucleares de guerra (SNA) y pronto la del porta-aviones Charles-de-Gaulle, o explotados en tierra como prototipos y material para la formación de las tripulaciones de explotación de la Marina nacional: primero el prototipo en tierra (PAT), después el prototipo de central avanzada productora de calor (CAP), explotadas por el CEA en el Centro de Cadarache.
- Instalaciones militares de las bases portuarias de acogida de las naves a propulsión nuclear (Brest, Cherbourg, Toulon) explotadas por la Marina nacional.
- Instalaciones de producción de productos nucleares destinados a los armamentos nucleares, explotadas por COGEMA.
- Instalaciones de diseño, fabricación y pruebas de los elementos constituyentes de las armas nucleares; dependen de la Dirección de las Aplicaciones Militares del CEA.
- Instalaciones para la ejecución (ensamblaje, mantenimiento) y explotación operacional de las armas nucleares; se confían estas operaciones a las armadas correspondientes.

Si se deja aparte que se trata de armas nucleares, la naturaleza de los riesgos que presentan no son fundamentalmente diferentes de los correspondientes a actividades civiles similares, centrales electronucleares e instalaciones del ciclo del combustible. Sin embargo existen algunos matices en cuanto a la mayor o menor amplitud de los riesgos asociados. En el caso de los reactores de submarinos por ejemplo:

- Teniendo en cuenta que cualquier riesgo de explosión nuclear queda excluido puesto que las armas se consideran desde este punto de vista «auto-seguras», la presencia de artificios pirotécnicos dentro de las armas y proyectiles agravaría el riesgo de explosión accidental y por tanto de dispersión de las materias radiactivas, si no se toma ninguna precaución.
- El inventario de los productos de fisión peligrosos presentes en el núcleo de un reactor a propulsión es claramente inferior al de las centrales de EDF (en relación directa con las potencias térmicas).
- El ambiente de un navío induce una fuente potencial de agresiones sobre el reactor a propulsión que hace falta tener en cuenta, sobre todo en las instalaciones portuarias y

en las cercanías de las costas; al mar se añade por un lado las tensiones «normales» (conflicto, cambios de equilibrio), por otro lado la posibilidad de «los riesgos de un navío» (embarrancar, naufragio). Estos últimos, sin embargo, no ponen en peligro más que a la tripulación y no al público. Diremos después algo sobre el medio ambiente.

Los principios

En todos los campos, técnico, de diseño, gestión de seguridad, evaluación, organización, reparto de las responsabilidades entre los actores, control ejercido por los poderes públicos, planificación de las emergencias y ayudas, etc., la seguridad de las actividades nucleares dependientes de Defensa está garantizada, de acuerdo con unos principios, siguiendo unos métodos, y con frecuencia con unos medios estrictamente idénticos a las actividades civiles.

Para ilustrar lo que se ha dicho, trataremos a continuación más en detalle las actividades francesas en el campo de la propulsión, sabiendo que es aplicable a los otros campos dependientes de la Defensa. La organización está basada en los mismos principios que las actividades civiles, con tres ejes:

- El explotador, que es principal responsable de la seguridad.
- La autoridad de seguridad, depende del gobierno, garantiza el control del explotador

mediante las autorizaciones, la reglamentación, la inspección.

- El examen técnico realizado por el IPSN que actúa en apoyo de la autoridad de seguridad, proporcionándole evaluaciones de seguridad.

Las autorizaciones son del mismo tipo que las de los reactores civiles, concedidas siguiendo procedimientos similares, y necesitan del explotador unos informes de seguridad idénticos. Se necesitan algunos ajustes para tener en cuenta las características específicas de la propulsión submarina: actividad militar, parte de la política de defensa de la nación, actores diferentes, diferencias de naturaleza y de nivel de riesgos, necesaria protección de los secretos (limitación y habilitación de las personas, clasificación de los documentos).

La Marina Nacional bajo la autoridad de su correspondiente jefe de estado mayor, es el explotador nuclear desde el momento en que se le hace entrega del navío y su caldera para su puesta en servicio activo después de las pruebas. Bajo la autoridad del delegado general para el armamento, los proyectistas y constructores son la dirección de las construcciones navales si se trata del navío, y Technicatome (filial del CEA) para la caldera nuclear. Bajo la autoridad de Ministro de la Armada, la Comisión Mixta de Seguridad de la Armada-CEA (CMS) constituye la autoridad de seguridad. Un comité de estudios presidido por el alto comisario propone las decisiones. Diversos

grupos de trabajo mixtos presentan a este comité las evaluaciones de seguridad. El grupo de trabajo «seguridad de las calderas nucleares embarcadas» junto a quien el IPSN garantiza el examen técnico, es el homólogo del grupo permanente de reactores para las centrales civiles.

Como para las instalaciones civiles, el navío con su caldera por una parte, las instalaciones portuarias en tierra por otra, tienen que recibir las autorizaciones y se lleva a cabo en tres etapas: aprobación del diseño y comienzo de la construcción, arranque y prueba de la caldera; a continuación se prueba el navío en el mar o la instalación en tierra, y por último se inicia el servicio activo. El IPSN analiza también periódicamente la experiencia de explotación y los incidentes, que los explotadores están obligados a comunicar sistemáticamente, y el CMS los examina.

En cada una de las etapas mencionadas anteriormente, el explotador elabora versiones preliminares, provisionales y definitivas de los informes de seguridad, así como diversos documentos de carácter reglamentario tales como los relativos a las opciones de seguridad, la calidad y su control, al estudio de la vulnerabilidad del navío, la formación del personal, las normas de explotación, etc.

El balance

En funcionamiento normal, la experiencia francesa que cubre ya dos décadas, demuestra

que los riesgos debidos a la explotación de una flota de submarinos nucleares son despreciables: la irradiación y la contaminación de las tripulaciones y del personal de las bases terrestres son muy inferiores a los límites reglamentarios establecidos; el impacto radiológico a corto y a largo plazo sobre la salud del público y el medio ambiente es muy bajo (de hecho es muy inferior al de la radiactividad natural).

Se han producido pérdidas de navíos o accidentes graves en el mar, en las flotas americanas y soviéticas. Los accidentes «reconocidos» entre 1963 y 1989 son dos para EE.UU. (dos SNA hundidos) y seis para la URSS (cuatro SNLE de los cuales tres se han hundido, dos SNA de los que uno se ha hundido). En todos estos casos, nunca se ha detectado ninguna contaminación importante en superficie o en aguas profundas, a pesar de las numerosas medidas que se han efectuado y que continúan aún.

No hay que conceder mucho crédito a las «alarmas» rusas, recogidas por todos los medios de comunicación, sobre los riesgos a los que nos exponemos debido a la detección de productos radiactivos a la altura de Noruega después del naufragio de un SNA en abril de 1989. De hecho los niveles de radiación que se han detectado son de la misma magnitud que la radiactividad natural del mar. Es «normal» encontrar por ejemplo cesio en las proximidades de un reactor, cuyos elementos combustibles estuvieran dañados, y éste puede ser

el caso de todos los otros restos presentes en los fondos marinos desde 1963, cuya vigilancia ha demostrado que su situación no ha evolucionado. A diez metros de los restos, incluso de los más dañados y a media o gran profundidad, la radiactividad del mar no sobrepasa su nivel natural (que está lejos de ser despreciable).

Estos resultados se explican fácilmente: el agua es el mejor de los refrigerantes y la mejor protección contra las radiaciones; la potencia residual del combustible decrece rápidamente con el tiempo; los materiales radiactivos insolubles, como el plutonio, no suben a la superficie. Se han aplicado los modelos más modernos, utilizados para el estudio de las consecuencias sanitarias de la inmersión eventual de los residuos radiactivos, a los restos rusos del mar de Barents; los resultados indi-

can que las consecuencias son despreciables. Hay que buscar en otra parte, y no en un riesgo radiactivo real, el motivo de alarma de los rusos, puede que en la esperanza de una ayuda internacional para sacar el navío a flote.

Como conclusión podemos afirmar que los riesgos más importantes de accidente se sitúan en el mar, pero las consecuencias son despreciables para el público. Un accidente en una base terrestre tiene una probabilidad muy baja, debido a las medidas de prevención existentes; las consecuencias serían de todas formas muy limitadas. Cerca de las costas podrían existir ciertos peligros; al menos en tiempo de paz, los procedimientos, consignas y condiciones de operación impuestas hacen esta eventualidad muy poco probable.

10. Control reglamentario y opinión pública

No se puede tener una idea clara de la situación de la seguridad nuclear en Francia en 1995 si no se analiza por una parte, la función que desempeña la Autoridad de Seguridad en el control de los explotadores nucleares y por otra parte, la situación en que se encuentra una opinión pública muy afectada por la catástrofe de Chernobil. Vamos a examinar sucesivamente estos dos aspectos.

10.1. Un control independiente, competente y creíble

Hemos insistido, en la primera parte de esta obra, en la importancia para la seguridad de un organismo competente y que disponga de un poder real, encargado de fijar al explotador objetivos generales de seguridad y de controlar su logro en todas las etapas. Habíamos indicado, en el capítulo 7, cómo se había establecido la organización correspondiente en Francia, asociando a la Autoridad de Seguridad propiamente dicha el apoyo de organismos técnicos de reconocida competencia, con el IPSN en primera fila. Algunos han creído tener que reconsiderar esta organización cuando los resultados obtenidos en nuestro país deberían más bien haber confirmado un sentimiento general de eficacia. El funcionamiento mismo de esta organización es el que también ha evolucionado desde Chernobil, como consecuencia de la evolución de la mentalidad de la clase política.

Empezaremos pues por hablar sobre los aspectos políticos.

Los trabajos de la delegación parlamentaria

Muy juiciosamente a la delegación parlamentaria para la evaluación de las alternativas científicas y tecnológicas, que reúne a los parlamentarios de las dos Asambleas, es a quien se confió, al principio, la evaluación de la seguridad nuclear en Francia, a la vista de las consecuencias de Chernobil (trabajos efectuados en 1987-1988 —informe «Rausch»—, nombre del senador que fue responsable del mismo), tras la evaluación del control de la seguridad y de la seguridad de las instalaciones nucleares (trabajos realizados en 1990-1991 —informes llamados «Birraux» y «Serusclat»—, nombre de los autores, diputado y senador respectivamente). Desde entonces, la delegación prosigue periódicamente cada año el análisis de estas cuestiones. En el enfoque de este capítulo, exponemos a continuación algunos puntos que conviene recordar de los citados informes.

Informe Rausch

Este informe examina «las consecuencias del accidente de Chernobil y la seguridad, y la seguridad de las instalaciones nucleares». Con relación a esta segunda parte, es sintomático observar que si las cuestiones técnicas relativas a la seguridad se consideran correctamente tratadas en términos generales,

el sistema administrativo que organiza la seguridad es el más criticado aún cuando de entrada ha sido calificado de «centralizado y eficaz». Su «credibilidad» es la que se pone en duda por la siguientes razones:

- Inspecciones insuficientes: número de inspectores demasiado reducido, por tanto, la frecuencia de las inspecciones se considera insuficiente.
- Doble competencia del Ministerio de Industria, responsable a la vez del abastecimiento de energía, de las decisiones de construcción de las centrales y del control de su seguridad (a través de su tutela sobre el SCSIN).
- Doble competencia del CEA, a la vez promotor de la energía nuclear y apoyo técnico del SCSIN (debido a que el IPSN pertenece al CEA). Además, los ingenieros del IPSN (en calidad de consejo técnico) acompañaban con frecuencia a los inspectores del SCSIN, la «diferencia fundamental entre controlador y controlado no queda totalmente garantizada» (crítica injustificada desde nuestro punto de vista).

Para paliar estas insuficiencias, relativamente de poca importancia en resumidas cuentas, se ha sugerido la creación de una agencia nacional, independiente de los poderes públicos, dotada con su propio presupuesto, encargada del control de la seguridad (retomando misiones destinadas al SCSIN y parte del IPSN que garantiza el apoyo técnico de este

último) y de la información a los medios de comunicación y al público. Detengámonos un instante sobre esta disposición cuyo peligro no se ha disipado, la idea no partió de la delegación, ni antes ni después del informe Rausch. Para responder a algunas preocupaciones, referentes a ciertas insuficiencias de la sacrosanta independencia, se sacrificaría la verdadera seguridad, técnica por definición, en aras de un falso rigor administrativo. Contemos con la sabiduría de los responsables para escapar a tal reforma, de la que nos hemos librado hasta ahora.

En el informe se mencionan también otras dos cuestiones: las normas internacionales de seguridad, que hemos mencionado en la segunda parte a través del informe INSAG-3, y el mito de los reactores «intrínsecamente seguros», de los que hablaremos en la última parte.

Informes Biraux y Serusclat

Dos años más tarde, la delegación ha tratado en dos tomos sobre el «control de la seguridad, la seguridad de las instalaciones nucleares y la información». Menos detallados que el informe Rausch para la parte técnica, estos informes son mucho más exhaustivos en el análisis (fuerzas y flaquezas) de las estructuras, organización, estatus, funciones, y funcionamiento de los organismos de control, investigación, examen técnico e información, comparando con las prácticas extranjeras y

estudiando el papel que podrían desempeñar las organizaciones internacionales. Más matizados y mejor argumentados, contienen demostraciones positivas y recomendaciones constructivas (como la sugerencia de un control general por parte de la Delegación Parlamentaria), pero en ellos también se tropieza uno con los *a priori* teóricos, en lo sucesivo habituales tales como «el control del control» (¿dónde pararse?), «independencia total» (¿quién sino el gobierno decidirá de todas maneras *in fine* sobre la construcción de instrumentos de riesgo como las centrales nucleares?), poder «supranacional», autoridad comunitaria (normas, inspecciones) así como ciertas propuestas de reformas, indiscutibles, pero a las que se atribuye una importancia exagerada.

Dentro de esta última categoría, citemos la desproporción entre los objetivos y la importancia concedida a la «reforma del IPSN». Más adelante, se resumirá el contenido de esta última y no decimos aquí que esta reforma sea nefasta. Pero pretender que el mayor defecto del sistema francés es una «falta de claridad debido al estatus y a la organización del IPSN» es al menos simplista. Sin embargo es lo que se puede deducir del texto siguiente, incluido en el epígrafe del informe:

«Se trata de que el IPSN sea más independiente, no para justificar infundadas acusaciones sino por una sencilla razón: aumentar la claridad de la organización francesa reguladora de la seguridad, en virtud de una petición nacional de transparencia y de una petición internacional de comparabilidad».

En relación con este último punto, señalemos también que el mejor sistema de regulación extranjero es según el informe el de Alemania, cuando todas las autorizaciones en este país están hoy en día bloqueadas debido a la acción de los Verdes a nivel de los *Länder*, cuyos gobiernos se adjudican el poder de decisión sin que la autoridad central, que tiene derecho a cambiar de opinión, se haya jamás atrevido a hacerlo por razones políticas.

Lo que ha cambiado en el sistema francés

Hace falta a pesar de todo creer en la sabiduría de nuestros dirigentes puesto que cuando se mira lo que realmente ha cambiado en nuestro sistema después de Chernobil, se puede afirmar por una parte que se ha salvaguardado lo esencial y por otra que las modificaciones se revelan bastante juiciosas en su conjunto. Son en su mayoría estructurales y constituyen más unos ajustes que un cambio total.

El Servicio Central de Seguridad de las Instalaciones Nucleares (SCSIN), organismo que garantiza la regulación de la seguridad en Francia, dependía del Ministerio de Industria. Los informes de la Delegación han subrayado desde el principio el carácter criticable jurídica y democráticamente de esta posición considerada por algunos como «juez y parte» debido a intereses, que podrían ser contradictorios en el seno del ministerio responsable del abastecimiento de energía. Para responder a este tipo de objeción, aunque el

SCSIN permaneció administrativamente ligado a la industria, se le ha sometido a la doble tutela de los Ministerios de Industria y Medio Ambiente, de tal forma que los dos ministros deben firmar cualquier decisión relativa a la seguridad. Para reforzar el carácter prioritario y fundamental de la seguridad, el SCSIN por añadidura ha adquirido la categoría de dirección: la DSIN, Dirección de la Seguridad de las Instalaciones Nucleares.

Manteniendo el mismo enfoque, el estatus y la organización interna del IPSN, apoyo técnico de la DSIN, se han modificado sensiblemente para reforzar su autonomía perteneciendo siempre al CEA. El decreto interministerial del 28 de mayo de 1990 ha instituido un comité de dirección que delibera sobre la organización, la actividad y los recursos del Instituto y un comité científico que orienta sus actividades, se pronuncia sobre los recursos asignados a la investigación, sigue el avance de los programas y se ocupa de su evaluación. La contribución del estado al presupuesto del IPSN está individualizada en las leyes de las finanzas. Paralelamente a estas disposiciones, se ha llevado a cabo una reforma de las estructuras internas del IPSN. Está enfocada hacia la separación clara de las actividades: examen técnico realizado en particular por cuenta de la DSIN y proyectos e investigación, para garantizar que un equipo no tenga que volver a evaluar su propio trabajo.

Estas reformas responden sin ambigüedad a los objetivos señalados por la Delegación, que

se hacían también eco de otras opiniones procedentes de sectores no nucleares. Nunca se recalcará bastante que, incluso si estas disposiciones pueden ser útiles, no son lo esencial para garantizar una buena seguridad. Por esta razón es por lo que queremos señalar otra modificación que se ha producido recientemente en relación con el IPSN, que nos parecía indiscutiblemente beneficiosa para la seguridad. La creciente implicación del IPSN en la asistencia a los países del Este se ha acompañado de un fortalecimiento de la colaboración franco-alemana principalmente con el GRS (Gesellschaft für Angalen und Reaktorsicherheit), su homólogo, de acuerdo con las voluntades gubernamentales expresadas en particular en la cumbre de Lille, en mayo de 1991. Esto ha conducido a la creación de la Agrupación Europea de Intereses Económicos «Riskaudit IPSN-GRS Internacional», cuyo objetivo consiste en coordinar los recursos de los dos organismos en sus acciones conjuntas frente a los países del Este. GIE dispone de una sede en Fontenay-aux-Roses y de dos oficinas en Moscú y en Kiev. Su objetivo es constituir un polo europeo de control técnico de evaluación realizado por expertos en seguridad nuclear al que otros organismos, principalmente de la Unión europea, podrán unirse en el futuro.

Las relaciones entre autoridad de seguridad y explotador

Hasta los años 90, Francia había podido escapar al carácter conflictivo y casi permanente

que presidía desde hace 10 o 15 años las relaciones entre los explotadores y las autoridades de seguridad en los países nucleares más importantes como los EE.UU. o la RFA. En estos países, no era raro asistir a paradas prolongadas de centrales a petición de las autoridades por razones puramente formales e injustificadas desde un punto de vista estrictamente de seguridad. Gracias a la intervención conjunta de la administración (la NRC) y de las eléctricas, la situación ha mejorado sensiblemente en los EE.UU. Hemos explicado extensamente en la primera parte de esta obra, las razones por las que durante este tiempo el sistema de regulación francés funcionaba, al contrario, sin altibajos ni conflicto grave garantizando siempre un nivel de seguridad satisfactorio.

Durante los años posteriores a Chernobil nuestro país conoció una cierta degradación de las relaciones entre las autoridades de seguridad y los explotadores, principalmente entre EDF y la DSIN. A principios de 1992, la autoridad de seguridad reprochaba al explotador que se preocupase más de producir, que de conceder una prioridad absoluta a la seguridad. Para reforzar este reproche, la DSIN citaba compromisos que no se habían mantenido, un número demasiado importante de incidentes que implicaban la no observación de las consignas, una falta de anticipación de los problemas potenciales, etc. El explotador por su parte consideraba que estaba sometido a una permanente ampliación

del campo regulador, en perjuicio de su propia responsabilidad, y de preocupaciones y exigencias, a veces desproporcionadas, en relación con la naturaleza real de los problemas de seguridad planteados. Reconocía que el AS favorecía la opinión de los «contrapoderes», como los medios de comunicación, los sindicatos y ciertos «exámenes técnicos de comprobación» independientes, frente a un análisis objetivo de las cuestiones técnicas. En pocas palabras, el clima se había vuelto algo desagradable en los años 1991-1992 y esto sólo podía perjudicar a la seguridad a más o menos largo plazo.

Chernobil, es cierto, ha obligado a los socios franceses del sector nuclear a una transparencia a la que no estaban acostumbrados, que nos parece hoy en día irreversible y positiva, en particular en términos de opinión pública. Ha provocado una cierta revisión estructural que comprendemos, pero cuya necesidad imperiosa ponemos en duda; el porvenir dirá si no aporta más disgustos que beneficios para la seguridad; no pensamos que hasta ahora haya tenido el menor impacto sobre el público. En cambio, siempre ha sido evidente que no se podía tener en Francia un explotador y una autoridad de seguridad en conflicto permanente; si se trataba del precio que había que pagar por Chernobil, era demasiado alto, puesto que podía bloquear el programa nuclear nacional. Afortunadamente no era inevitable y, desde 1992, se ha recuperado el equilibrio.

Para nosotros estaba claro que una mejora pasaba por el restablecimiento de un diálogo técnico, cuya eficacia y virtudes habían quedado demostradas en un pasado próximo, entre el explotador, la autoridad de seguridad y sus apoyos técnicos. La situación exigía previamente la corrección de lo que no funcionaba correctamente a nivel interno, en todas las entidades implicadas, pero el primero que tenía que encargarse de lo que le concernía era el explotador (EDF o CEA). Estas correcciones debían traducirse principalmente en una formalización de los compromisos más importantes que tenían que tomar frente a la Autoridad de Seguridad y un mayor rigor en el mantenimiento de estos compromisos. EDF y CEA, empujados desde los más altos niveles jerárquicos, se comprometieron resueltamente en esta vía. Las mejoras comprobadas son sin duda los primeros resultados de esta actitud que ha permitido desapasionar ciertos debates y restaurar un clima de confianza.

Rechazando una lógica de conflicto de poderes y una cierta confusión de responsabilidades, todos han vuelto a la noción sana y tradicional de una doctrina en la que la autoridad de seguridad impone los objetivos y deja al explotador, en el marco de su responsabilidad primera que es la seguridad, la elección y la definición de los medios y el control de los resultados.

10.2. Información al público

Si hay un campo, delicado y controvertido, desde luego es el de la comunicación en materia de riesgos y de seguridad nucleares. Las repercusiones inmediatas de Chernobil han revelado cruelmente el foso de incompreensión que separaba los medios de comunicación y el público por una parte, profesionales del sector nuclear y poderes públicos por otra; los segundos siendo acusados, en parte sin razón, en parte con razón como siempre, de ocultación o de lenguaje estereotipado. Nos parece útil volver aquí sobre estas querrelas. Seguidas, impulsadas o dramatizadas por los medios de comunicación, explotadas por los anti-nucleares, tres grupos de preocupaciones inquietaron a la opinión pública francesa durante las semanas y los meses siguientes a abril de 1986, como en la mayoría de los demás países. Así lo demostraron entonces los múltiples sondeos efectuados repetidamente. Los círculos políticos no podían quedarse indiferentes, se hicieron análisis y se formularon propuestas de reforma. Nada más normal dentro de este libre ejercicio de la democracia. Sin embargo trataremos de subrayar ciertos excesos que algunos de nuestros vecinos conocieron, por otra parte, en mucha mayor medida.

- *Primer grupo.* ¿Se ha puesto en peligro la salud pública en Francia debido a las «lluvias radiactivas»? ¿Por qué se ha «ocultado la verdad» sobre su magnitud y su duración? La respuesta a la primera pregunta

es por supuesto negativa, ya hemos hablado de ello. La segunda es más delicada y las controversias no han acabado todavía. Es lamentable que estas querellas sean el resultado más de los malentendidos que de la realidad de los hechos. El SCPRI, órgano ejecutivo del Ministerio de Sanidad en materia de control y protección radiológica, nunca ha ocultado que las actividades eran superiores a lo normal. Pero considerando que la salud no estaba en peligro —los hechos le darán la razón— no creyó tener que dar ni todas las medidas detalladas en tiempo real (además muy heterogéneas) y su evolución, ni dialogar con los múltiples laboratorios que se improvisaron como «inspectores de la sanidad pública». Esta actitud resultó nefasta en el terreno de la comunicación, sobre todo teniendo en cuenta que los autores de las medidas oficiosas y no comprobadas no tuvieron ningún problema en explotarlas de manera alarmista. De ahí el descrédito que sufrieron, al igual que los poderes públicos y el sector nuclear en su conjunto.

- *Segundo grupo.* ¿Puede producirse un accidente «tipo Chernobil», aquí, en nuestras centrales? ¿Está el país preparado en ese caso para gestionar correctamente la crisis que le seguiría, ante todo para proteger a la población? La respuesta a la primera pregunta, esencialmente técnica, es negativa, ya hemos explicado por qué. Pero una vez hecho el daño como resultado

de los problemas ligados a la radiactividad, la opinión pública no se ha quedado completamente convencida. En cuanto a la segunda, esta es para nosotros sin duda la lección más importante de Chernobil: la mejora de los planes de emergencia, tanto en lo que se refiere a la organización como a los medios, era indispensable y ha dado lugar desde entonces, a trabajos intensivos.

- *Tercer grupo.* ¿Deben los poderes públicos reformar el sistema de control y regulación de la seguridad nuclear: demasiado centralizado, dependiente de los intereses del «lobby nuclear», no transparente, no accesible al «examen técnico de comprobación» como debería de ser en una «verdadera» democracia? Aquí es donde se sitúa el centro de los aspectos políticos. Observemos que muchas de las controversias han nacido de un sofisma alrededor de las «cosas de la radiactividad»: la verdad no se ha difundido correctamente —por tanto hay que revisar la información, es verdad— pero concluir que se pone en duda la organización entera del sistema es como mínimo discutible.

10.2.1. El impacto mediático de Chernobil

El accidente de Chernobil, como hemos visto, provocado una emisión masiva de la radiactividad contenida en el núcleo del reactor a la atmósfera: instantáneamente debido a la explosión propiamente dicha del reactor,

después porque se tardó diez días en apagar el incendio del bloque de grafito. En los dos casos, fenómenos físicos de diferente naturaleza —energía cinética de la explosión y energía térmica del incendio— llevaron los aerosoles y las partículas contaminadas a una altitud relativamente elevada— (varios centenares de metros), de tal manera que pudieron ser arrastradas a largas distancias —miles de kilómetros— debido a la circulación atmosférica general. La conjugación de estos fenómenos, junto con el silencio imperdonable de las autoridades soviéticas, provocó una crisis, primero europea, a continuación mundial, cuando los países fronterizos y después los lejanos, detectaron a la vez la radiactividad en la atmósfera y a continuación la contaminación del suelo. El peligro insidioso y mítico de la radiactividad tal y como lo percibe la opinión pública, los rumores y la explotación por parte de los medios de comunicación, las opiniones divergentes de los expertos, los temores y frustraciones por no saber, las diferentes reacciones de los círculos oficiales en los diversos países hicieron que a corto plazo se instalará el desorden, es decir, el pánico. Después los hechos ya no pudieron llevarse a su justa medida. Recordemos la leyenda mordaz de un dibujo humorístico del *Canard Enchaîné* a primeros de mayo de 1986: *No hay radiactividad en Francia, por cierto que disminuye*. Efectivamente la hubo, menos que en Italia o en la RFA, aún menos que en Escandinavia y en Europa del Este. Pero cada cuál hacía sus medidas sin que éstas, por cierto muy disparatadas entre sí —la

heterogeneidad es inherente a estas situaciones—, se pusieran en la perspectiva de su significado para la salud. La mayor parte de la opinión pública no creyó a los pocos expertos que lo hicieron. Sin embargo el balance sanitario demuestra que estas consecuencias fuera de la URSS fueron insignificantes.

Estas peripecias un poco grotescas *a posteriori* no son lo más grave. Mucho más lamentables son la pérdida de credibilidad de los especialistas, el desorden de ciertas reacciones oficiales, la repentina impotencia de países avanzados para gestionar convenientemente una crisis de información y de opinión. Hay que resaltar una cierta cordura por parte del ciudadano francés, que no es el que ha reaccionado con mayor desmesura, en vista de lo que pasó fuera, empezando por algunos de nuestros vecinos europeos particularmente sensibles ecológica y políticamente a las cuestiones nucleares. El caso de la RFA es particularmente significativo a este respecto. Debido a la estructura federal, cada gobierno provincial cargó las tintas sobre sus vecinos sin ninguna concertación, por ejemplo mediante restricciones injustificadas al consumo de productos importados o no, con reputación de estar contaminados por Chernobil. La confusión en la frontera franco-alemana fue total: ¿cómo explicar a la población que lo que era inofensivo a un lado del Rhin era peligroso del otro?

La Unión Europea parecía muy bien situada para poner un poco de orden y coherencia en

esta cacofonía. Efectivamente se hizo cargo de la cuestión pero, a pesar de las propuestas científicas razonables de los expertos más eminentes, la lentitud y las luchas de poder en el seno de su burocracia, la demagogia de países resueltamente antinucleares (Irlanda, Dinamarca, Luxemburgo) o que debían contar políticamente con sus activistas verdes (RFA) condujeron a un reglamento llamado «de los límites europeos para el consumo de productos alimenticios contaminados por la radiactividad» totalmente aberrante. Estos límites se fijaron muy por debajo de los valores que hubieran correspondido a una total inocuidad sanitaria para el consumo regular de los productos implicados. Ya pudo la Comisión declarar y escribir que se trataba de límites de comercialización y no de límites que pusieran en peligro la salud pública, que el mal ya estaba hecho: la población persiste en pensar que son umbrales de peligro y no se le puede reprochar. Éste es el resultado, entre otros, que afectan el sector nuclear, cuando problemas científicos conducen a decisiones en las que ante todo son las consideraciones políticas las que deben prevalecer.

La Europa de los doce no es la única que ha sufrido situaciones irracionales, se produjeron situaciones peores: varios gobiernos del Sudeste Asiático, por ejemplo, decretaron durante este mismo período que los productos alimenticios importados debían presentar una radiactividad nula: el colmo del ridículo, ya que la radiactividad natural está presente en todas partes, incluido en los alimentos.

10.2.2. ¿La población está bien informada?

En 1985, el enfoque de EDF para presentar la seguridad de sus centrales nucleares era sencillo:

- Hemos construido nuevas centrales, que incorporan sólidas barreras para proteger al público y al medio ambiente de los peligros de la radiactividad.
- Nuestros exploradores están bien entrenados con ayuda de simuladores y sabrán evitar otro TMI.
- De todas formas TMI es un verdadero-falso accidente: ningún muerto, ningún herido, ningún daño radiactivo al medio ambiente.

EDF utilizaba un lenguaje auténtico, técnico y confiado. ¿Cómo no iba a estar el público convencido de que se había hecho todo lo necesario para protegerle y que no arriesgaba *prácticamente nada*? De todas formas existía *in fine* esta dificultad del riesgo cero imposible, pero no se insistía demasiado; se sabía que el público nunca entendería las probabilidades. Este enfoque parecía eficaz, puesto que los sondeos de opinión mostraban que alrededor del 60% de nuestros conciudadanos estaban a favor del programa nuclear. Los factores externos actuaban en el buen sentido; no había oponentes entre los políticos, el programa nuclear seguía disfrutando del apoyo del poder y no había voces discordantes entre los principales actores.

El programa nuclear inspiraba pues confianza. Pero el mecanismo determinante en la formación de la opinión pública seguía siendo el sentimiento de una *necesidad de lo nuclear* para el bien de todos; necesitábamos energía, esto bien valía algunos riesgos, sobre todo si se afirmaba que eran mínimos. Puesto que hace falta reconocer que nuestro razonamiento sobre los riesgos era tímido y que de hecho el público ignoraba los riesgos a los que había estado expuesto, cosa que descubrió real y brutalmente con motivo de Chernobil: irradiación grave del personal y de los bomberos del lugar, evacuación de las ciudades y de amplias extensiones, restricciones del consumo, destrucción de la flora, consecuencias cancerígenas mal conocida a largo plazo.

1986 ha visto bascular estos fundamentos. Los riesgos se han vuelto evidentes. Se ha perdido la confianza. Estaba claro que hacía falta recuperar el terreno perdido y esto honra a EDF por haber comprendido la primera que esta reconquista de la opinión pasaba por la *transparencia*. Era una difícil elección y muchos la han considerado irreflexiva. Las consecuencias inmediatas han sido negativas, para la opinión pública, que dedujo que *todas nuestras centrales tenían fugas como coladores*, y para el propio personal de EDF, que tuvo la sensación de que se le acusaba injustamente delante de sus conciudadanos. Pero después de algunos años se ha producido un cambio radical de la situación. Los franceses han comprendido que nuestras centrales no funcionaban

tan mal, desde que la escala internacional de sucesos nucleares ha situado en sus justos términos los incidentes de los que EDF rendía cuentas escrupulosamente. Los periodistas han adquirido gran confianza en las informaciones que difundían los explotadores y han dejado de acusarles por pamplinas.

Pero una sola acción sobre el riesgo no bastaba; había que recordar a todos que EDF no hacía programas nucleares para dar gusto a los ingenieros. El debate sobre el *equipamiento excesivo* de finales de los años 1980 había hecho daño al sector nuclear: ¿si no se necesita más electricidad, por qué correr el menor riesgo? Las campañas publicitarias del tipo «75% de su electricidad es de origen nuclear» han llegado en el momento oportuno. Hoy en día, de nuevo cerca del 60% del público apoya las centrales nucleares EDF en funcionamiento. Éste es un buen resultado. No se debería deducir por eso que los franceses son pronucleares. Se sabe que el 90% de ellos están preocupados por los residuos. Hace falta también ser consciente de que un solo accidente serio en una de nuestras unidades puede hacer que la opinión pública cambie de nuevo. Lo que quiere decir que la energía nuclear ha sabido reconstruirse una base de confianza y ha establecido un buen intercambio de informaciones con los periodistas, políticos, organismos regionales (candidatos electos, comisiones de información, médicos, enseñantes) y público, principalmente a través de las inspecciones a las instalaciones.

Mirando más allá del sector nuclear, nos parece evidente hoy que las empresas industriales *de riesgo* deben estar atentas para no parecer *propietarias de sus riesgos*. Esto debe conducirles a reconsiderar el principio mismo de su comunicación con el público y a establecer una verdadera *asociación*. Dentro del diálogo que se mantiene entre la empresa y el público, incluso si los dos interlocutores tienen estatus diferentes, hace falta rechazar la imagen del que sabe oponerse al que no debería más que aprender. Hace falta eliminar todo lo que puede dar la impresión de una desigualdad de poder, en la medida en que el poder se une a la información. Esta es la finalidad de la transparencia: «os damos los datos de que disponemos; pueden analizarlos independientemente; no les enfrentaremos a hechos que desconocen y que nos darían la razón». Es necesario aceptar que el emisor tiene más deberes, puesto que es el responsable, y que el receptor tiene más derechos, incluido el de *salirse del tema*. En materia de riesgos, el campo no tiene límite. Se debe poder preguntar tanto sobre el largo plazo como sobre lo muy lejano, se debe poder manifestar las preocupaciones inmediatas y sin relación directa, como la crisis del desempleo.

Los medios de información

La escala internacional de sucesos nucleares juega un papel importante en la política de comunicación puesto que es uno de los vectores de la transparencia: no se busca ni

ocultar los hechos, ni disimularlos bajo una avalancha de informaciones no clasificadas. Consideramos que esta escala cumple hoy bastante bien su función. Debe seguir siendo una herramienta técnica que transmite una opinión de experto y no una acción de comunicación que toma en cuenta la percepción del público. Se ve claramente el peligro de este último concepto: ¡los sucesos que tienen todas las probabilidades de acaparar la atención de los medios de comunicación deberían disfrutar de «una mayor consideración»! La verdad es otra: el público tiene el derecho de interesarse por los sucesos pero la obligación de los responsables es decirles que se están interesando por sucesos que tienen poca importancia real para la seguridad.

La función de los poderes públicos en materia de comunicación es diferente de la de EDF: consiste en presentar su propio análisis de los acontecimientos y las decisiones que han tomado.

La revista telemática Magnuc, una información rápida

El Ministerio de Industria es el que gestiona esta revista. Se puede acceder a ella a través del Minitel en Francia marcando el 3.614 código Magnuc. También se puede acceder a ella desde el extranjero. Magnuc ha tomado el relevo de una base de datos, creada después del accidente de Chernobil que fue consultado por más de 25.000 personas. Buscando un medio accesible permanentemente

al mayor número de personas —en condiciones sencillas y baratas— y de fácil puesta al día es como se ha pensado, de la forma más natural, en utilizar los terminales telemáticos Minitel. Familiarizando al público con un dispositivo de información permanente, Magnuc permite responder inmediatamente a un aluvión de peticiones en caso de sucesos importantes o de accidentes. Magnuc da a sus lectores informaciones sobre la seguridad, la salud y las medidas de radiactividad en el medio ambiente. La revista telemática incluye principalmente:

- Una parte fija de generalidades sobre la energía nuclear y la radiactividad, las instalaciones nucleares y su localización, la seguridad y la radioprotección con su organización en Francia.
- Una parte variable, con noticias de actualidad sobre el funcionamiento de las instalaciones y los acontecimientos destacados desde el punto de vista de la seguridad, sobre la vigilancia radiológica del territorio y sobre las medidas de radiactividad por emplazamiento.
- Una presentación sobre la escala internacional de sucesos nucleares sistemáticamente aplicada a los incidentes y accidentes que se producen en las instalaciones nucleares y cómo utilizarla.
- Bibliografía e informes de actualidad.

Magnuc es una herramienta innovadora y única en el mundo, conocida más allá de

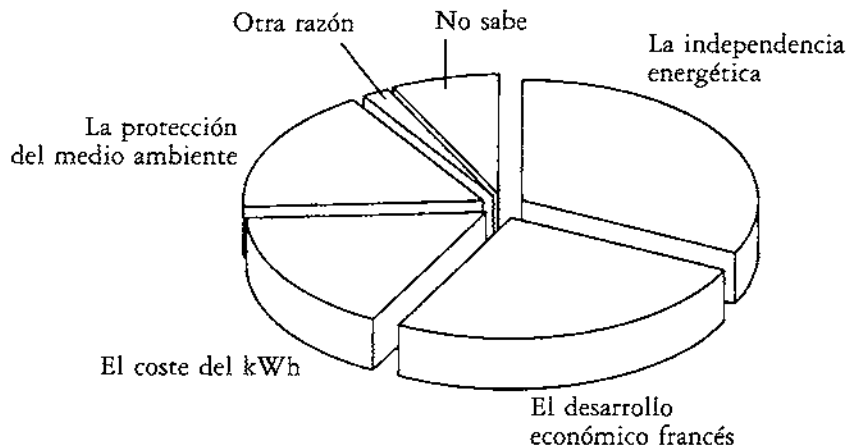
nuestras fronteras. Se ha presentado con motivo de encuentros internacionales en Francia y en el Extranjero (EE.UU., Japón, Alemania, Austria, Suiza, España, Finlandia, Bélgica, URSS, Italia, etc.). Por otro lado, desde 1990, se han desarrollado algunas aplicaciones derivadas de esta revista telemática en el extranjero.

Magnuc y la escala internacional de sucesos nucleares son unas herramientas de comunicación muy eficientes que indiscutiblemente han mejorado «la imagen» de los profesionales del sector nuclear frente a los medios de comunicación franceses. Pero se puede uno preguntar si es pertinente que la mayoría de las informaciones referentes a las centrales en servicio, que llegan en directo al público, sean las que están relacionadas con las declaraciones de incidentes. Cuando la disponibilidad de las unidades es buena, la parte relativa a los errores humanos en las paradas y los incidentes disminuye, los incidentes no han ocasionado jamás riesgos serios a nadie, el funcionamiento global permite satisfacer la demanda eléctrica a pesar de la sequía y los fríos extremos, economizando los combustibles fósiles costosos en divisas y garantizando una exportación interesante de electricidad, ciertos miembros del público están convencidos, de buena fe, de que nuestras instalaciones están siempre averiadas y culpan a nuestros explotadores de falta de atención. ¿A quién favorecería y de que manera, la difusión honesta y leal de hechos que desgraciadamente no tendrían mucho éxito de taquilla?

10.2.3. Situación de la opinión pública

Con regularidad, los organismos de sondeo interrogan a los franceses sobre su opinión

en relación con la energía nuclear. Terminaremos este capítulo retomando algunos datos de sondeos recientes (1994).



La situación de la opinión pública en Francia en 1994. Las personas que se declaran a favor de la energía nuclear son de nuevo hoy una mayoría dentro de la opinión pública francesa. Sus argumentos son primero la independencia energética y el desarrollo económico nacional; a continuación el coste del kilowatio-hora y por último la protección del medio ambiente. Es alentador que una parte del público se dé cuenta de que la energía nuclear no contamina y evita la producción del gas responsable del «efecto invernadero».

A la pregunta aparentemente sencilla «¿Está usted a favor o en contra?», los que están *en contra*, mayoría desde Chernobil, son hoy en día de nuevo una minoría: 39% frente a 56% *a favor*.

¿Cuáles son los principales argumentos de los que están *en contra*?

- Dos argumentos quedan prácticamente igualados, los residuos radiactivos y Chernobil, lo que no nos sorprende.
- El tercer argumento, por orden de importancia, se refiere a los incidentes en las centrales; es la contrapartida de la política de transparencia.

- El último argumento, es la excesiva producción de electricidad aunque no representa más que un pequeño porcentaje, lo que demuestra que la campaña de EDF, mencionada anteriormente, ha dado sus frutos.

En cuanto a los argumentos de los que están *a favor*, por orden de importancia son:

- La independencia energética y el desarrollo económico nacional, prácticamente igualados.
- El precio del kWh, muy cerca de los precedentes.

- Finalmente, el último argumento con una importancia significativa es la protección del medio ambiente; en esta obra dedicada a los riesgos nucleares específicos, hemos hablado poco de este aspecto; hoy se ha demostrado que la electricidad de origen nuclear no contamina y evita la producción del gas responsable del efecto invernadero.

Nos parece que merece la pena presentar las respuestas a otras dos preguntas:

- Cuando se les pregunta si se respetan las normas de seguridad en las centrales francesas, el 74% de los franceses responden afirmativamente, frente solamente al 14% que son de la opinión contraria: un resultado que nos llena de satisfacción.
- En cambio, cuando se pregunta: «¿Quién dice la verdad sobre la energía nuclear en Francia?», EDF sólo está en 8ª posición, con el 41% de las respuestas afirmativas, el CEA en 7ª (42%), mientras que los ecologistas están en 5ª posición (50%), y las Asociaciones de consumidores en segun-

da (63%). Para consolarnos, observemos que los políticos ocupan la última (5%), y la prensa no sale mucho mejor parada (28%). Se puede destacar la buena imagen de los científicos, en cabeza con el 73%, así como la de los expertos internacionales, 4ª con el 55%.

Se impone la siguiente conclusión: el sector nuclear mejora su imagen, pero estamos lejos de ganar la partida. Subsiste una cierta desconfianza, principalmente con respecto a los actores responsables; éstos deberían sacar sus propias consecuencias y convencerse de que la confianza del público sólo mejora mediante un esfuerzo permanente de explicación, transparencia y escucha. Puesto que sigue siendo necesario un consenso popular para que el sector nuclear pueda desempeñar la función que le corresponde para el desarrollo de la humanidad. Los responsables del sector nuclear deben permanecer atentos a la evolución de la opinión pública. Proseguir con la buena marcha actual de las centrales es probablemente la acción más eficaz que depende de la responsabilidad de cada uno de los actores.

Conclusión de la tercera parte

Prácticamente en todo el mundo, el programa nuclear francés está considerado como un éxito ejemplar. Durante mucho tiempo, algunos observadores extranjeros, no necesariamente bien intencionados, han dado a entender que nuestro país había gozado a la vez de un cierto desinterés de la opinión pública francesa por los problemas medioambientales⁽¹⁾ y de un acuerdo más que probable entre los promotores del sector nuclear y los que estaban encargados de controlar la seguridad. Si consideramos sólo este último punto, el éxito nuclear francés se habría, en suma, obtenido al precio de una falta de rigor en el tratamiento de su seguridad, lo que algunos llaman el «french cooking», la cocina francesa.

Se puede entender la irritación de los industriales, enfrentados en su propio país a procedimientos bizantinos y a impugnaciones jurídicas sin fin, ante el espectáculo de un diálogo técnico objetivo y basado en el respeto mutuo tal y como se ha desarrollado en Francia. Sabemos así que ciertos responsables americanos, por ejemplo, lamentaban el juridismo exacerbado que dominaba en su país, haciendo vivir comodamente a regimientos de «lawyers», impidiéndoles principalmente establecer un sistema eficaz para la gestión de los accidentes severos, cuando TMI había demostrado

1. Lo que da a entender (sin razón) que no se puede ser a la vez defensor de la protección del medio ambiente y del programa nuclear.

el error cometido al no incluirlos en sus textos reglamentarios por «no creíbles». Pero nos apresuramos a añadir que estos mismos responsables nunca han dudado de la calidad de la seguridad francesa; al contrario, su objetivo era inspirarse en nuestros métodos de trabajo para hacer más eficaz su sistema y debemos decir que, en nuestra opinión hoy, este objetivo está en vías de alcanzarse.

Pensamos que la presentación que acabamos de hacer sobre el nivel de seguridad, que es hoy el de las centrales francesas, hace justicia después de las insinuaciones pérfidas del pasado. No se trata de perderse en el triunfalismo y pretender que somos, y que siempre hemos sido, los mejores. Somos conscientes de nuestros fallos en materia de seguridad, hemos hablado de ello antes, y volveremos sobre ello en esta conclusión. Pero sabemos también valorar los progresos que se han hecho y la buena calidad de nuestra situación actual. Utilizando el lenguaje del Señor «Todo el Mundo», podemos afirmar que nuestras centrales son seguras porque todos los organismos responsables han sabido tomar en cuenta la experiencia adquirida tanto en nuestro país como en el extranjero.

Se debe saber que nuestro país ha sido sin duda uno de los primeros en analizar las consecuencias que debía tener el accidente de Three Mile Island sobre el enfoque de la seguridad y en aconsejar su puesta en práctica sobre el terreno. Ingenieros de seguridad estaban de guardia en nuestras unidades, cuando

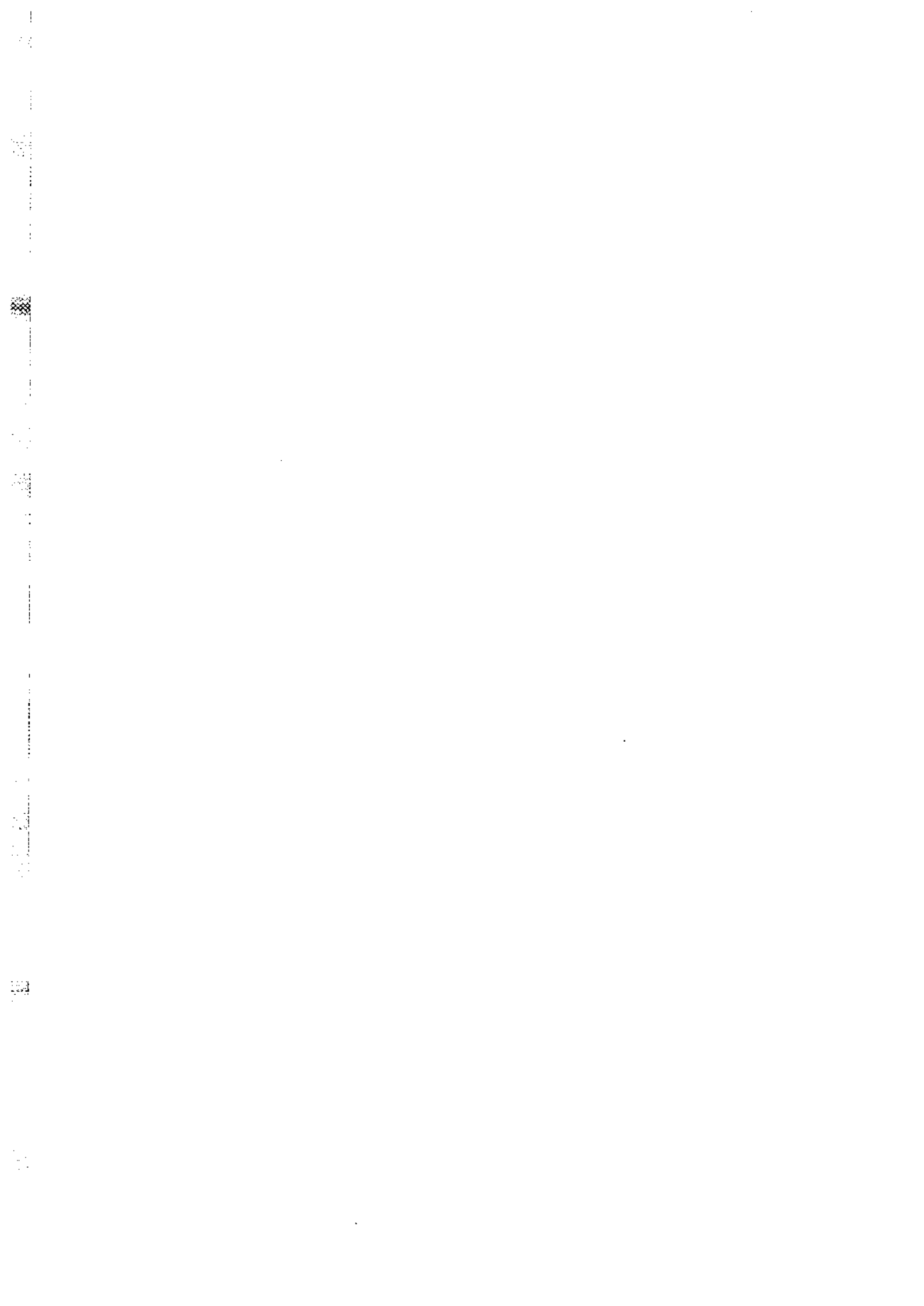
los otros países se preguntaban todavía sobre el interés de aumentar el nivel de competencia en la sala de control. Los equipos de dirección de EDF disponían de procedimientos a seguir en caso de accidente grave y estaban entrenados con ayuda de simuladores para manejar situaciones excepcionales, cuando el concepto mismo de accidente grave era todavía tabú para otros explotadores. Más recientemente, Francia ha sido quien ha llamado la atención sobre los riesgos propios de las situaciones de parada de las unidades. Se podrían multiplicar los ejemplos. Estamos lejos de haber inventado todo, pero hemos sabido ser a la vez modestos, sabiendo mirar hacia donde hacían las cosas mejor que nosotros, y competentes, siendo capaces de comprender el significado de ello para la seguridad.

Hubiera sido peligroso tratar de quitar importancia a las dificultades con las que nos hemos encontrado hace algunos años. Algunas alternativas de diseño han sido poco afortunadas; pensamos en primer lugar en el inconel 600

de los generadores de vapor y las penetraciones de la vasija. La experiencia y los controles que se han efectuado han demostrado que la calidad de la realización y de los trabajos de mantenimiento no habían estado siempre de acuerdo con las normas; fondos llenos en lugar de diafragmas, tornillos macizos en lugar de huecos han constituido las señales de alarma. Nuestros equipos están constituidos por buenos profesionales; ellos deben ser totalmente conscientes de las responsabilidades que les incumben para garantizar el mantenimiento de un elevado nivel de seguridad.

Hemos presentado en los capítulos anteriores los esfuerzos que se están haciendo para seguir progresando en todos los sectores en donde observamos que hay dificultades. El mismo tipo de gestión, que nos ha permitido llegar hasta donde estamos hoy, debe continuar; es la única actitud que evitará cualquier riesgo de degradación del nivel de seguridad.

IV. El futuro: ¿Qué nos reserva la próxima década?



El futuro: ¿Qué nos reserva la próxima década?

11. La dimensión internacional de la seguridad

En esta última parte, ofreceremos nuestro punto de vista sobre las cuestiones importantes a las que tendrá que responder la seguridad nuclear en la próxima década. Nos limitaremos a las centrales, una vez tratados ya los residuos en la tercera parte, y considerando que las otras instalaciones nucleares son de menor importancia. Hemos escogido dos grandes campos: el de las unidades en explotación hoy en día, en las que no se puede «tolerar» ningún accidente grave sin poner en peligro la delicada aceptación actual de las otras centrales en el mundo, y el de los futuros medios de producción de electricidad nuclear que dirigirán, en los próximos años, técnicos que estimarán si la energía nuclear es una fuente competitiva y socialmente aceptable.

Este capítulo estará dedicado a las centrales que están hoy en funcionamiento. Nos ha parecido evidente que en materia de seguridad, su futuro no puede ser independiente del contexto internacional. Más allá de las cooperaciones desarrolladas ya entre los explotadores, las autoridades de seguridad y los laboratorios de investigación, está claro que todos los países nucleares se han comprometido ahora en una acción internacional conjunta que dispone desde 1994 de un

marco jurídico nuevo, la Convención Internacional de Seguridad.

11.1. ¿Vamos hacia una nueva estructura internacional?

Hemos explicado en la segunda parte de esta obra cómo, después de la inquietud provocada por la catástrofe de Chernobil, todos los países que explotan centrales nucleares habían llegado a la conclusión de que la seguridad era un asunto que nos concernía a todos. En septiembre de 1991 es cuando se gestó la idea de una Convención que se hizo realidad durante la Conferencia Internacional sobre Seguridad Nuclear que tuvo lugar en Viena y que llegó a la conclusión de que se necesitaba «pensar en un enfoque internacional integrado de todos los aspectos de la seguridad nuclear», y pidió al OIEA que elaborase una propuesta. Con esta finalidad, el Organismo reunió en múltiples ocasiones a un grupo de expertos gubernamentales. Los estados miembros firmaron un texto en septiembre de 1994, después de su aprobación por el Consejo de los Jefes de Estado.

11.1.1. La Convención Internacional sobre Seguridad Nuclear

La experiencia ha demostrado la dimensión internacional de los problemas de seguridad nuclear. El sólo hecho de que un eventual accidente en una instalación nuclear pueda ocasionar daños fuera del país que los ha ocasionado,

justifica el establecimiento de un sistema internacional. Además, en ciertos países existen insuficiencias: para garantizar en todo el mundo un nivel de seguridad adecuado y para mejorar la imagen de la energía nuclear ante el público, es importante poder presentar un consenso internacional sobre unos principios aceptados por todos los países nucleares y puestos en práctica concretamente por cada uno de ellos. Los trabajos efectuados en el Organismo, principalmente bajo los auspicios del INSAG, del que hemos hablado extensamente antes, constituían una base sólida para llegar a un acuerdo sobre los principios fundamentales de la seguridad nuclear. Existen ejemplos en el sector nuclear (movimientos de residuos de un país a otro y rápida notificación en caso de accidente) y en los otros sectores (contaminación petrolífera y capa de ozono) que han ayudado a la reflexión para su puesta en práctica.

El texto preparado por los expertos bajo los auspicios del OIEA y firmado por los países miembros no pone en duda la responsabilidad de la autoridad nacional, ya que se impone el respeto a la soberanía nacional en materia de seguridad dada la naturaleza política de las responsabilidades de la seguridad pública de los estados, que no se puede delegar en organizaciones internacionales tales como el OIEA o Euratom. La seguridad de las instalaciones y actividades nucleares es además un problema técnico. La obtención de un buen nivel de seguridad se basa en una concertación eficaz entre los proyectistas, los explotadores

y las autoridades de seguridad. La construcción de instalaciones que respondan a los principios fundamentales de la seguridad y su explotación en condiciones seguras exigen alternativas técnicas juiciosas, controles rigurosos y una buena formación del personal. Una autoridad de seguridad independiente, que disponga de los conocimientos técnicos que le permitan emitir una valoración pertinente dentro del contexto nacional, debe garantizar la observación de las normas de seguridad. Esta autoridad es además, por definición, responsable ante el país y capaz de imponer sus decisiones.

La cooperación internacional debe desarrollarse respetando las soberanías nacionales. Debe conducir a amplios intercambios de información y de realimentación a través de la experiencia, con vistas a un fortalecimiento de la seguridad. La solidaridad y la afinidad de intereses de los estados conducen lógicamente a programar un mecanismo de cooperación, basado en principios establecidos por los expertos y aceptados por los estados que se comprometen a respetarlos.

La Convención organiza un sistema internacional de seguridad, que se basa en la adhesión voluntaria de los estados a un conjunto de criterios y obligaciones con miras a reforzar el nivel de seguridad en el mundo. El objetivo común es la prevención de los accidentes, el medio es la cooperación entre los estados. El campo de aplicación del sistema cubre solamente las centrales nucleares, pero

se aplicará igualmente, en una segunda etapa, a la gestión y almacenamiento de residuos.

Una vez firmada la Convención, les corresponde a los estados miembros afiliados mantener periódicamente una «conferencia de las partes», destinada a presentar las medidas adoptadas en los diferentes países para acomodarlas a los principios fundamentales de la seguridad y dar a conocer los resultados obtenidos. La Conferencia de las partes podrá igualmente presionar, si es necesario, a los países cuyo nivel de seguridad sea considerado deficiente, para que empleen medidas correctoras.

La Convención representa, según nuestra opinión, un avance de la cooperación internacional en el campo de la seguridad nuclear que debería ser decisivo. Debería conducir a los estados miembros afiliados a hacer un esfuerzo de concertación, armonización de sus reglamentaciones de seguridad e intensificación de los intercambios de información. Representa el resultado de un camino muy largo, emprendido desde mediados de los años 50 con las conferencias internacionales de Ginebra, proseguido y acelerado en todos los países occidentales después del «shock» que representó el accidente de Three Mile Island en 1979, y extendido a los países del Este después de la catástrofe de Chernobil. Constituye un nuevo punto de partida para la cooperación sobre seguridad y debe aumentar la credibilidad de la seguridad nuclear ante la opinión pública, credibilidad indispensable

si se quiere que la opción nuclear desempeñe un papel en el desarrollo energético mundial durante el próximo siglo. Es evidente que todo el mundo mirará hacia el Este europeo, habida cuenta de las preocupaciones ligadas a la seguridad de las centrales en funcionamiento en estos países.

11.1.2. La seguridad de las centrales del tipo soviético

Hemos demostrado claramente que la catástrofe que se produjo el 26 de abril de 1986, en la unidad nº 4 de la central de Chernobil, se debía ante todo al diseño defectuoso de su reactor RBMK. Su principal defecto era que alcanzaba un elevado valor positivo del coeficiente de huecos que, en ciertos regímenes de funcionamiento, hacía inestable el reactor y podía conducir a un aumento rápido de la potencia. Los vicios del diseño original de los reactores RBMK eran tales, que resultaba casi inevitable que, un día u otro, se produjera un accidente grave en alguno de ellos. ¿Hace falta por ello llegar a la conclusión de que hay que poner fin, lo más rápidamente posible, al funcionamiento de todos estos reactores?

Los RBMK 1.000 y RBMK 1.500 que están hoy en día en servicio, exclusivamente en la ex URSS, producen alrededor de 100 mil millones de kWh por año, es decir cerca de la mitad de la producción total de electricidad de las centrales nucleares soviéticas. Hace falta pues ser consciente de las dramáticas

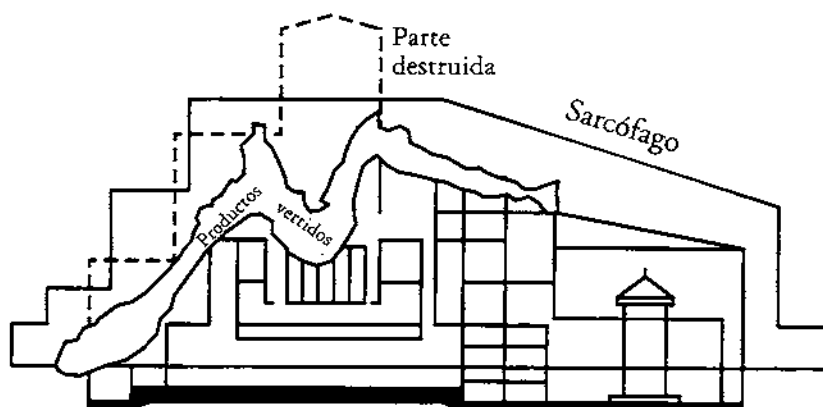
consecuencias que acarrearía una escasez de electricidad como consecuencia de su parada.

Por otra parte, después de la catástrofe de Chernobil se ha decidido realizar una serie de modificaciones destinadas a mejorar sus características y desde entonces, éstas se llevan a cabo muy activamente en la mayoría de las centrales correspondientes: disminución del coeficiente de huecos, mediante la modificación del enriquecimiento del combustible, aumento de la velocidad de caída de las barras de control, mejora parcial del confinamiento, ya que no es posible realizar una contención hermética única como la occidental. Estas modificaciones deberían haber mejorado sensiblemente el nivel de seguridad de los actuales reactores RBMK. En particular debería reducirse el valor positivo de su coeficiente de huecos en un factor 10. Estas medidas ciertamente van en el buen sentido

pero ¿acaso son suficientes para considerar que el nivel real de seguridad, que estas medidas permiten alcanzar, sea aceptable para los reactores RBMK actuales y futuros respecto a las normas occidentales? Esto nos parece que hoy en día no se ha demostrado. De todos modos las mejoras en cuanto al diseño deberían acompañarse de un cambio profundo en los métodos de explotación, formación y control. En la situación socio-económica actual de países como Ucrania y Rusia, esto suscita evidentemente ciertas dudas.

Los VVER

El otro tipo de central utilizada en la antigua URSS dispone del reactor de agua a presión llamado VVER. Existen varios modelos cuya potencia unitaria es de 440 ó 1.000 MWe. El modelo 440 se ha desarrollado cronológicamente según dos versiones, el 440-230 y



El sarcófago de Chernobil. Después de la catástrofe de Chernobil, los productos radiactivos más pesados, en particular el plutonio, se depositaron sobre las estructuras. Para confinarlos, los soviéticos construyeron muy rápidamente en 1986, un recubrimiento de hormigón y acero, llamado sarcófago. Su estabilidad a largo plazo no está garantizada. Los países occidentales han manifestado su inquietud y han propuesto ayudar a Ucrania, para llegar a una solución definitiva y segura.

el 440-213. En la URSS, RDA, Bulgaria, Checoslovaquia y Hungría se han construido 16 unidades 230, 16 unidades 213 y 12 unidades 1.000.

Los VVER 440-230 diseñados en los años 60 son una máquinas sencillas, robustas, que disponen de márgenes importantes de funcionamiento, pero desprovistas de la mayoría de los sistemas de seguridad incorporados en las centrales occidentales. Viejos y mal conservados, están con frecuencia por añadidura en un estado vetusto.

Los VVER 440-213, más recientes (principios de los años 70), gozan de mejoras de seguridad importantes con relación a los precedentes: sistemas de refrigeración de emergencia redundantes, confinamiento resistente en forma de compartimento de hormigón. Son el resultado de las exigencias de Finlandia para incorporar unos criterios de seguridad tipo occidental cuando este país pidió 2 reactores a los Soviéticos para la central de Loviisa. Sin embargo los 213 reactores que se construyeron después en la URSS y en los países que dependían de ella, aunque mucho mejor diseñados que sus predecesores los 230, no incluyen todos los dispositivos instalados en Loviisa, principalmente el confinamiento dotado de un sistema de supresión de la presión por condensación por hielo.

En cuanto a los VVER-1.000, aunque no incluyen tampoco la totalidad de los sistemas de seguridad de los REP occidentales, sin

embargo *a priori* se aproximan más a ellos desde el punto de vista de la seguridad.

Insuficiencias estructurales y operacionales

Después de la caída de los regímenes comunistas en la URSS y en los países del Este, se ha podido establecer y confirmar, observaciones alarmistas sobre la situación de la producción nuclear en estos países, como se había sospechado después de Chernobil:

- Prácticas de explotación obsoletas y anticuadas que tenían poco o nada en cuenta el rigor indispensable para la más elemental seguridad.
- Separación total entre los organismos encargados del diseño, construcción y funcionamiento de una central; los explotadores, que no conocían bien las características del reactor y principalmente las que afectaban directamente a su seguridad, manipulaban una especie de «caja negra»; poca o ninguna realimentación, que aprovechara las lecciones de los incidentes producidos, repercutía en unas condiciones que no permitían un progreso regular de la técnica.
- Control administrativo y técnico de la seguridad realizado por un organismo que carecía de medios suficientes, al servicio de los organismos centrales de producción y desprovisto de toda autoridad real sobre la explotación.

Evidentemente cualquiera que sean las soluciones adoptadas o por adoptar no se podrá enderezar la situación más que con una ayuda internacional de gran envergadura. Para saber lo que convendría hacer, no hay que olvidar las dificultades energéticas ineludibles de los países afectados.

Actualización de la seguridad de las centrales de tipo soviético

En estos últimos años las instituciones internacionales han hecho el «inventario», que es por donde había que comenzar. Salvo para los RBMK, que los rusos han tardado mucho en «mostrar», se puede considerar que éste refleja la situación real de manera fiable y precisa.

En Rusia, Lituania y Ucrania hay 15 unidades RBMK de 1.000 o 1.500 MWe en funcionamiento. La primera generación que incluye 5 unidades en servicio, no parece aceptable desde el punto de vista de la seguridad. Las autoridades de seguridad nacionales estarían dispuestas a decidir pararlos a corto plazo. La mejor manera de dejar que lleguen al final de su vida, evitando un accidente grave, es prestar una asistencia directa *in situ* a sus explotadores. Las otras diez unidades han sido objeto, en diversos grados, de las mejoras citadas anteriormente. Las recientes visitas de expertos internacionales a la central Lituaniana de Ignalina han demostrado que las instalaciones y su explotación eran de mejor calidad de lo que se había observado en Chernobil

después del accidente. Sin embargo nadie está en disposición hoy (en 1995) de presentar un análisis de seguridad convincente de estos reactores «modificados después de Chernobil». Pueden ser relativamente seguros, pese a la falta de un confinamiento diseñado para hacer frente a un accidente de aumento de potencia, gracias a unas buenas medidas de prevención. Pero hace falta comprobarlo, es decir disponer de un análisis a fondo basado en datos aceptados internacionalmente y validados mediante estudios, experimentos y la experiencia de la explotación. Ahora bien, se puede temer que los elementos para tal evaluación no existan, y que el ejercicio al que se dedica hoy en día un consorcio occidental, creado para este fin, no llegue a unos resultados concluyentes. En consecuencia, una acción que implique algo más que una ayuda al explotador y a las autoridades de seguridad debe venir precedida de una toma de posición clara por parte de las autoridades rusas y ucranianas. Si éstas propusieran proseguir con sus centrales en funcionamiento durante un largo plazo, un comité internacional debería confirmar o anular tal propuesta.

El modelo VVER 440-230, que es el más antiguo, está sometido dentro del marco del OIEA, a un programa internacional de evaluación que trata de demostrar que no es económicamente viable modificar estas centrales para satisfacer los criterios de seguridad admitidos hoy en día por la comunidad internacional. Por tanto deben pararse a corto plazo. En la medida en que los países que las

explotan consideran que es imposible pararas inmediatamente, debido a problemas diversos a los que tienen que hacer frente actualmente, continuar su explotación durante un tiempo limitado, exige que se preste una atención rigurosa a su seguridad, tanto por parte de los explotadores como de las autoridades de seguridad. No se debe pensar en hacer obras importantes que implicarían una parada prolongada de la producción. En cambio, se puede y se debe vigilar la calidad de las instalaciones, principalmente en lo que se refiere a la fragilización del metal de la vasija sometido a irradiación y mejorar la fiabilidad de los equipos importantes para la seguridad, el rigor de la explotación y la formación de los operadores. Se puede facilitar esta tarea mediante una asistencia apropiada por parte de los organismos occidentales o internacionales, asistencia del mismo tipo que WANO ha prestado a la central de Kozloduy (Bulgaria) y de la que hablaremos más adelante. Al mismo tiempo, estos países deben evidentemente intentar encontrar la energía de sustitución que les permitirá cerrar estas centrales. Contar con la ayuda occidental es por supuesto deseable. El caso de las dos unidades Armenias, que están paradas desde hace algunos años es especialmente difícil: la nueva puesta en marcha de una de ellas está prevista para dentro de unos meses.

En cuanto al modelo 440-213, parece garantizado que, después de realizadas algunas obras que pueden variar de unas centrales a otras, este tipo de central puede ser segura y

se puede prever una explotación a largo plazo. Existen análisis de seguridad globales. Hace falta aplicarlos a cada caso particular y poner en práctica las mejoras apropiadas, bajo la responsabilidad de los explotadores y el control de sus autoridades, pero sin ninguna duda con la participación de organismos occidentales. Evidentemente existe el problema de la financiación. La propuesta que ha hecho EDF, asociada con una eléctrica alemana, a los explotadores eslovacos para acabar la central de Mochovce, cuya construcción se detuvo en el momento de la caída de los regímenes comunistas, junto con un programa de mejora de la seguridad de gran envergadura, nos parece que es lo que se debe hacer: hoy desafortunadamente, a mediados de 1995, estamos lejos de estar seguros de que esta propuesta llegará a buen puerto, ya que todo el mundo no comparte nuestro empeño en favor de la seguridad nuclear.

El modelo más reciente, de 1.000 MW eléctricos de potencia unitaria, ha sido objeto de un cierto número de revisiones de seguridad por parte de diversos organismos occidentales, pero por lo que sabemos, no existe hoy en día una evaluación internacional que sirva de referencia. Los elementos existen y deberían recogerse a nivel internacional. Los expertos estiman que se debería poder definir un programa de mejora de la seguridad que tendría que adaptarse sin duda al caso particular de cada emplazamiento. Al mismo tiempo, sería de desear una mejora de la seguridad operacional, como para los modelos

230 y 213, y actualmente se están tomando medidas.

Las lagunas referentes a los métodos y la organización del trabajo, que se han descrito anteriormente son, con ayuda internacional, a la vez fáciles y difíciles de corregir; fáciles porque requieren menos financiación que para modificar un reactor y existen las bases escritas («no hay más que» aplicar los principios de seguridad INSAC-3); difíciles porque implican un profundo cambio de mentalidad y forma de trabajar y una voluntad política que incluso cuando existe —lo que no ocurre siempre en todas partes— tendrá muchas dificultades para reformar la atribución de las responsabilidades importantes, las estructuras y los textos administrativos; ¡la inercia es considerable y hay tantas otras prioridades! Insistamos sin embargo en la necesidad de instaurar sistemas de regulación, control, autorización e inspección, que garanticen la independencia de la autoridad de seguridad y definan claramente la naturaleza y el alcance de las responsabilidades de cada organismo

11.2. Explotadores nucleares responsables y solidarios

No hay que creer que sólo las centrales en explotación en el Este de Europa acapararán la atención de los países reunidos en el marco de la Convención Internacional. Por una parte, existen numerosos países que no explotan más que un número limitado de unidades, y que no disponen de las infraestructuras

técnicas y administrativas de los países nucleares importantes como Francia. Es importante que la Convención sea para ellos una herramienta que les permita ser plenamente conscientes de los problemas de seguridad a los que deben hacer frente y que les ayude a poner en marcha la política capaz de controlar sus riesgos dentro del marco de su responsabilidad nacional.

Por una parte, los países que pueden hoy en día considerar, con razón, que sus instalaciones tienen un buen nivel de seguridad no deben caer en la facilidad y la autosatisfacción. Sólo se sigue siendo bueno en materia de seguridad si se esfuerza uno siempre en ser mejor. Hemos hablado de ello en detalle en la tercera parte dedicada a la situación francesa. De una manera general, cualquier país que explota una instalación nuclear debe tener presente tres palabras claves, cultura, apertura y transparencia: la cultura, para saber cuestionarse y dar siempre a la seguridad la importancia que merece; la apertura, para aprender de los otros lo que les permita progresar; la transparencia, para someterse a la apreciación de sus colegas. En particular, nos parece que todos los países nucleares importantes tienen interés en cooperar con los demás países, para que saquen provecho de su experiencia, además de abrirles los ojos sobre sus propias insuficiencias. Un accidente puede, sin embargo, proceder del abandono o de la ignorancia. La cooperación internacional es un medio para combatir ambos. En este sentido vamos a decir ahora algo sobre

un tema muy actual en 1995, pero que seguirá siéndolo seguramente en los próximos años, la ayuda que los países nucleares occidentales han prestado a los países del Este europeo.

La ayuda a los países del Este

El tomo II del informe del diputado C. Birraux de la Delegación parlamentaria sobre el control de la seguridad, publicado a principios de 1993, traza un panorama notable de la situación en los países del Este y muy especialmente de la ayuda internacional tal y como se ha desarrollado desde hace algunos años.

El OIEA tuvo en el pasado, y tendrá en el futuro, un papel importante. Primero es el lugar donde converge toda la información y al que todos pueden tener acceso; cosa que hacen los organismos europeos (UE) o internacionales (WANO), lo que hacen los países bilateralmente, lo que hacen los industriales de diversas formas etc. Además, aunque el Organismo no puede ser una «autoridad internacional de seguridad», ha sido, y seguirá siendo, requerida en calidad de representante de la comunidad nuclear internacional. Puede responder a ello con ayuda de los equipos de expertos internacionales, mediante revisiones de diseño o de explotación de tal o cual modelo de reactor, mediante estudios de los problemas genéricos de seguridad, escuchando a los organismos responsables de

los países implicados. Estos últimos tienen frecuentemente interés en recibir ellos mismos la ayuda de WANO en lo que se refiere a los explotadores, o de un «consorcio» en lo que se refiere a las autoridades de seguridad, como está pasando actualmente en Bulgaria, donde un consorcio de este tipo reagrupa la asociación franco-alemana IPSN-GRS RiskAudit y sus homólogos belgas y británicos. El OIEA también es útil para recoger información, principalmente a través del OSART, sobre la calidad de las unidades y su experiencia de explotación. Por último, el Organismo tendrá una función que desempeñar en el marco de la Convención Internacional sobre Seguridad.

Desde la Cumbre de Munich de 1992, se ha encomendado a la UE la coordinación internacional de la ayuda, con el fin de mejorar la seguridad de los países del Este mientras que interviene además para financiar, al menos parcialmente, esta ayuda. Sin embargo, aunque se dispone de unas sumas importantes para esto, el informe de M. Birraux ha subrayado enérgicamente la lentitud en su adjudicación, lentitud que atribuye esencialmente a la inercia burocrática y de procedimiento de los servicios de Bruselas.

La ayuda bilateral parece ser uno de los métodos más eficaces para mejorar la seguridad. Numerosos países, en orden un poco disperso, se esfuerzan en ello. Es así como Suecia sigue directamente la explotación de la central RBMK de Lituania y Finlandia la de San

Petersburgo. EDF asociada a compañías eléctricas alemanas, tiene un proyecto de envergadura con Eslovenia para la central de Mochovce; ya lo hemos mencionado. Convenios de hermandad entre centrales francesas y rusas, ucranianas y húngaras contribuyen eficazmente a la mejora de la seguridad operacional de los reactores de estos países.

El papel de WANO

La Asociación Mundial de los Explotadores Nucleares –WANO en inglés– cuyo establecimiento oficial tuvo lugar en Moscú a principios de 1989, reagrupa la casi totalidad de los explotadores mundiales: 139 signatarios. Francia –EDF– y EE.UU. –INPO–, asociación de las eléctricas nucleares americanas– han sido los promotores de esta organización cuyo objetivo es evitar que se vuelvan a producir accidentes como el de Chernobil, mediante la ayuda de los «mejores» explotadores («mejores» en el sentido del nivel de seguridad en explotación) a los más débiles. La acción de WANO, presidida al principio por Lord Marshall, ex-presidente de CEGB, homólogo británico de EDF, a continuación por Rémy Carle, director general adjunto de EDF, ha resultado ya muy fructífera. En buena parte se hace a fondo perdido. La mayor parte del trabajo efectuado en beneficio de los países del Este lo realizan EDF y el INPO. WANO ha demostrado en Kozloduy, Bulgaria, su capacidad para poner eficazmente en marcha una acción de ayuda.

Otro campo de acción de WANO, más estratégico y político, es hoy en día la búsqueda de financiación para asegurar el mínimo indispensable para reparar las instalaciones a veces en mal estado o para proporcionar los equipos necesarios para la explotación en sí misma, mantenimiento y controles por ejemplo. Es muy difícil obtener resultados sustanciales de los bancos internacionales, de la Comisión de Bruselas o de los gobiernos. Sin embargo el objetivo es de envergadura y hace falta confiar en una toma de conciencia rápida.

El objetivo de la ayuda a la seguridad

Dado que Chernobil ha puesto de manifiesto la mediocridad flagrante de los explotadores soviéticos en términos de conocimiento de sus sistemas, formación, procedimientos, prácticas operacionales y medios, la idea básica consiste en transferir el conocimiento y las prácticas occidentales, en estos campos, a los que no se han formado, esencialmente en la ex-URSS y en los países del Este, que por añadidura tiene en muchos casos que explotar unas máquinas, que no se han diseñado siguiendo las normas occidentales, mal conservadas por falta de medios materiales y financieros; en resumen en mal estado. Las herramientas son sencillas en sus principios: convenios de hermandad entre las centrales, cursillos de formación, visitas, revisiones por parte de «terceros» («peer-review» en inglés), presencia permanente de los equipos del «educador» en casa del «educado» en los casos más críticos.

Ciertamente la solución «fácil» que se impone, en opinión de muchos, es más radical: convendría parar en el acto las centrales que tienen tales defectos, al menos mientras no se hayan puesto al nivel de las occidentales. Muchos al más alto nivel se pronuncian cada día en este sentido. Esto significa ignorar que en estos países desprovistos de cualquier margen o alternativa para la producción de energía, la parada de una sola unidad eléctrica puede ser catastrófica y se añade a la ruina económica y a la miseria de la población (ejemplo de la calefacción).

El caso KOZLODUY

En julio de 1991 se informó a la comunidad nuclear internacional «a bombo y platillo» sobre los resultados obtenidos por una misión de seguridad del OIEA que había visitado las unidades 1 a 4 de la central búlgara de Kozloduy. Estas unidades utilizan reactores de tipo soviético VVER 440-230, los más antiguos. Se consideraron suficientemente preocupantes los elementos que se han referido, para que se pueda concluir que el nivel de seguridad actual de la central era «inaceptable» y que la situación exigía una acción inmediata por parte de las autoridades búlgaras y de la comunidad internacional.

Para los especialistas de la seguridad los fallos se refieren a la falta de Cultura de Seguridad y de motivación en los equipos de explotación, el desorden de la explotación, tanto en cuanto a la limpieza de la instalación, como al

conocimiento exacto de su estado, la formación insuficiente de los equipos, la incapacidad de los sistemas de seguridad para funcionar en caso de necesidad, y la falta de un análisis de seguridad coherente y completo. Después de este desastroso balance, el director general del OIEA aconsejó con firmeza al gobierno búlgaro, que emplee medidas correctoras y que pida ayuda a WANO para llevar a cabo un programa de revisión de las unidades que permita garantizar un funcionamiento aceptable de los equipos de seguridad. Se han formalizado muy rápidamente la petición a WANO y el acuerdo de éste.

EDF desempeña hoy en día un papel importante, sobre el terreno, en el marco de las acciones emprendidas por WANO. El acuerdo firmado a la vez con el explotador búlgaro sobre el convenio de hermandad activo entre Bugey y Kozloduy se ha integrado en el programa coordinado por WANO. Esto no significa que EDF garantice la continuación de la explotación de las centrales. La acción de EDF intenta a la vez ayudar al explotador a eliminar la más flagrante falta de calidad en su explotación y a comunicarle una experiencia que de todas maneras le será útil para ejercer correctamente su responsabilidad como explotador nuclear. Hoy en día, según la opinión unánime de toda la comunidad internacional, se han corregido sensiblemente los puntos débiles operacionales más patentes de los que adolecía la explotación de la central o están en vías de corregirse. Desgraciadamente, en octubre de 1995, las autoridades

búlgaras han decidido volver a poner en servicio la unidad n° 1, la más antigua, en contra de la opinión unánime de los expertos en seguridad occidentales y de EDF que pedían unos exámenes previos en profundidad sobre la fragilización de la vasija. En estas condiciones, EDF ha retirado provisionalmente su ayuda.

Observaciones complementarias

Sin siquiera hablar de contaminaciones rutinarias o accidentales, la URSS y los países de la órbita soviética han dejado, a sí mismos y al mundo, una pesada herencia nuclear bajo la forma de un parque de centrales en un estado precario, cuyo funcionamiento no sería, y con razón, aceptado en los países industrializados con una economía de mercado. No tienen la capacidad de garantizar su recuperación, pero una parada inmediata de la totalidad de estas centrales es impensable en relación con su supervivencia. La comunidad internacional está obligada por tanto a ayudarles a recorrer el largo trecho que les separa del momento en que otros medios de producción energética tomarán el relevo minimizando los riesgos de accidentes graves, que todo el mundo sufriría y de los que el sector nuclear no volvería a reponerse. Esto es técnicamente posible a condición de invertir, de dejar de actuar de forma dispersa, y de resolver las dificultades burocráticas y los conflictos de intereses.

Se debe insistir muy especialmente sobre la importancia de los medios humanos y financieros

que deben emplearse si se quiere estar en condiciones de alcanzar y mantener un nivel satisfactorio de seguridad en estas centrales. No hay una buena seguridad si el explotador no dispone de los recursos que le permitan cuidar correctamente los materiales, reemplazar las piezas defectuosas y estudiar y a continuación encargar los equipos complementarios indispensables. No hay una buena seguridad si el explotador carece de un personal bien entrenado con ayuda de simuladores modernos. No hay una buena seguridad si el explotador no está controlado por una autoridad cuyos miembros sean competentes y los medios para trabajar suficientes. Las dificultades económicas a las que hacen frente los países del Este y la desorganización provocada por la división de la antigua URSS hacen que estas condiciones estén muy lejos de cumplirse hoy en día. La ayuda occidental sólo podrá ser plenamente eficaz si resuelve el problema de los medios.

11.3. Por una ética de la explotación nuclear

Al terminar este capítulo, dejaremos las consideraciones técnicas y las cuestiones de logística y financiación, para interesarnos por el espíritu que debe, en nuestra opinión, animar a todos los que tienen una responsabilidad en la explotación de centrales nucleares y son conscientes de que el futuro de la energía nuclear en el mundo está en función de su mejor o peor funcionamiento. Los hombres son esenciales tanto aquí como en cualquier otro sector, por sus cualidades sin duda

alguna, pero puede que aún más por los valores que guían sus acciones.

Una cierta idea de la seguridad

Los autores de esta obra han planteado siempre una concepción de la función de la seguridad, tal y como fue definida por Jean Bourgeois, el principal responsable de la seguridad nuclear en Francia. Se puede resumir así:

- Debemos partir de la idea de que nuestros interlocutores, cualquiera que sea su nivel de responsabilidad, nunca tienen como primera intención poner en duda la seguridad. Un industrial que construye una fábrica peligrosa, no tiene como objetivo provocar un accidente. Un técnico que arregla una válvula de seguridad no tiene como objetivo dejarla inutilizable. En cambio, tanto el uno como el otro tienen con frecuencia en mente una preocupación dominante que oculta las otras: lo que puede representar para el primero el producir a bajo precio, para conquistar una parte del mercado y para el segundo deshacerse lo más de prisa posible de una operación fastidiosa. La función del experto en seguridad consiste en hacerles comprender que si se olvida la seguridad, se corre el riesgo de tener que reconsiderar todo y que además es mucho más eficaz para ellos tener en cuenta la seguridad en el momento oportuno, que darse cuenta demasiado tarde y tener que pagar las consecuencias.

- Desde este punto de vista, la función de los expertos es ayudar a los responsables a tener en cuenta los imperativos de la seguridad, en el conjunto de sus responsabilidades. Aquí es donde interviene un elemento específico de la seguridad. Entre las responsabilidades de un gestor, primero están los imperativos de producción y de coste; todo empresario sabe que de ello depende su supervivencia. El retorno de la experiencia es difícil. En una central, todos los profesionales, un poco experimentados, conocen el precio de los errores: la parada de la producción durante un tiempo más o menos largo. Aprenden en seguida las acciones que hay que evitar y la mejor manera de actuar. Un segundo objetivo es el de la calidad. Las consecuencias de la falta de calidad son a veces diferidas, pero no lo son suficientemente como para que los técnicos a quienes atañen nunca lo detecten. La falta de calidad se paga y a menudo muy caro. Así en materia de disponibilidad y de calidad, tanto los jefes como los técnicos disponen de un retorno personal de la experiencia. Para el objetivo de la seguridad, no es lo mismo. Para comprender el riesgo hay que establecer la relación entre la experiencia cotidiana y el accidente imprevisto contra el que hace falta estar prevenido. Esto es posible si los interesados aceptan volver sobre unos sucesos que ya han vivido y plantearse preguntas sobre ellos. Estamos en el meollo del análisis de seguridad: «¿Qué podría pasar sí...?».

Convencer a los jefes y a los técnicos de la importancia de la seguridad, y cerciorarse de que ponen en práctica las normas no es suficiente. Los hechos no son siempre lo que esperábamos, los aceros se corren cuando no se creía posible, la tierra tiembla donde no se preveía. Los demás no ven necesariamente las cosas como usted y aunque no comparta su opinión está obligado a darles una respuesta. En consecuencia es indispensable que se documenten todas las acciones que tengan como finalidad garantizar la seguridad de las instalaciones nucleares. Hace falta detallar por escrito en los informes las medidas tomadas, los compromisos que se han suscrito y las razones que los justifican.

Orientaciones

Hemos reflexionado sobre los tres mensajes que se podrían dirigir al gerente de una central nuclear para favorecer la seguridad:

- Conocer bien todo lo que pasa en la instalación.
- Seleccionar adecuadamente los hombres que explotan la central.
- Promover siempre la seguridad.

Mutatis Mutandis, se puede dirigir este mensaje a todos aquellos que ejercen una responsabilidad en el organismo explotador, cualquiera que sea su nivel, desde el director general hasta el contramaestre. El director

general es de quien debe partir el impulso que permitirá a la seguridad tener la prioridad que le corresponde, pero es al nivel del contramaestre y del personal que trabaja bajo su dirección donde se debe vivir la Cultura de Seguridad, donde deben analizarse los sucesos de explotación para comprender su significado desde el punto de vista de la seguridad. De la misma manera, a todos los niveles debe existir un compromiso de diálogo abierto y constructivo, que implica una estima recíproca entre el jefe y los operarios. Este diálogo es el que permite conocer en profundidad lo que pasa en la central, identificar los indicios alarmantes y hacer llegar la información al nivel de la toma de decisiones, a su debido tiempo, antes del accidente.

Con este enfoque, los responsables deben designar en los emplazamientos y dentro de los equipos a la persona encargada de la seguridad y darle la autoridad necesaria; los técnicos deben tener el lugar que les corresponde en el proceso de decisión, puesto que técnica apropiada y seguridad adecuada son inseparables; hace falta formar de modo competente a los técnicos en campos claves para la seguridad, neutrónica, termohidráulica, radioprotección.

Todo explotador nuclear podría comprometerse en una reflexión ética sobre la seguridad nuclear; sin pretensiones, enumeraremos a continuación algunas pistas:

- El explotador no es el propietario de sus riesgos y debe buscar un contrato moral

con la sociedad, que sólo puede aceptar la coresponsabilidad si se asocia a su gestión.

- Debe establecer un diálogo permanente con todos aquellos que podrían sufrir las consecuencias de sus actividades, o temen, incluso sin razón, sufrirlas, y aceptar tener en cuenta su opinión en su proceso de toma de decisión.
- Debe desarrollar con sus propios empleados unos valores compartidos que cimentarán una percepción común de los objetivos de la seguridad nuclear.
- Debe ser competente en todos los campos relacionados con la seguridad y hacer todo lo necesario para mantenerse así

(contratación, formación, progresos,...); debe en general suscitar una fuerte competencia en estos campos a nivel nacional (apoyo a la investigación y a la universidad, programa de cooperación con la industria y el sector médico,...).

- Es responsable de la seguridad de sus instalaciones: todos sus empleados, cualquiera que sea su nivel, deben conocer su propia responsabilidad y disponer de los medios que les permita ejercerla eficazmente.
- Debe estar atento al interés general, lo que le impide tanto la dejadez como la tentación de hacer demasiado.

1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
18
19
20
21
22
23
24
25
26
27
28
29
30
31
32
33
34
35
36
37
38
39
40
41
42
43
44
45
46
47
48
49
50
51
52
53
54
55
56
57
58
59
60
61
62
63
64
65
66
67
68
69
70
71
72
73
74
75
76
77
78
79
80
81
82
83
84
85
86
87
88
89
90
91
92
93
94
95
96
97
98
99
100

12. Los nuevos medios de producción

Desde el principio de esta obra hemos presentado las conclusiones a que llegaron los expertos de la Conferencia Mundial de la Energía: el mundo se va a ver enfrentado a un serio problema de abastecimiento energético si quiere a la vez satisfacer, a un precio razonable, las necesidades que conlleva el crecimiento demográfico de los países en vías de desarrollo, mantener en los países desarrollados la calidad de vida que exigen sus ciudadanos y proteger el medio ambiente, tanto a nivel local como planetario. Para resolver lo mejor posible este problema, los expertos consideran que recurrir a la energía nuclear no es «la» solución, pero es una componente indispensable. En caso contrario, se podrían producir tensiones, que podrían desembocar en crisis más o menos graves, de las que hemos tenido ejemplos en el pasado.

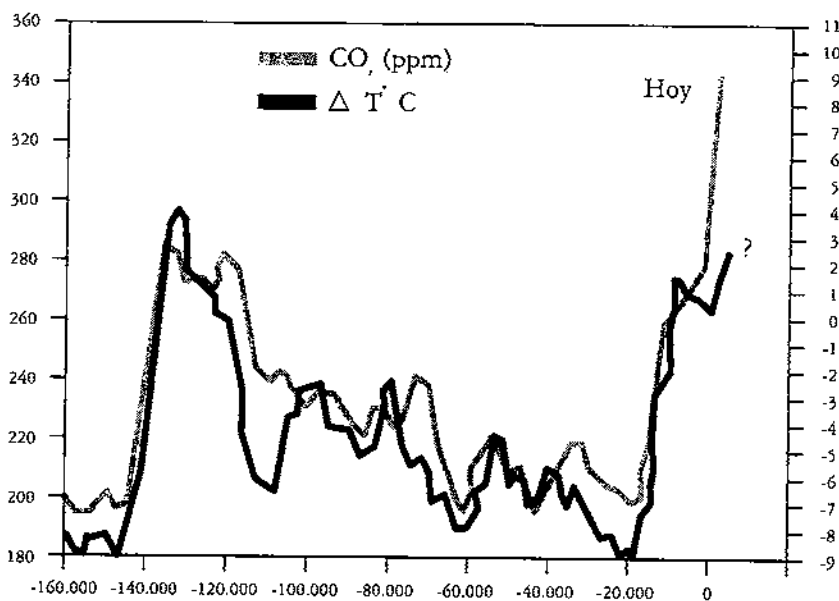
En 1995, la energía nuclear no representa más que una pequeña parte de las fuentes de energía del planeta: menos del 20% del consumo eléctrico. Salvo en algunos países como Francia y los del Extremo Oriente, Japón, Corea, China, la construcción de nuevas centrales se ha suspendido desde hace varios años y para el futuro las perspectivas no son brillantes. Ahora bien, recurrir a la energía nuclear para resolver el problema energético mundial sólo tiene sentido si se multiplica el número de centrales. Si esto ocurre, lo que implica como ya hemos dicho en esta obra que el público acepte la elección, ¿cómo serán

los reactores que se construirán y sobre todo que podemos decir de su seguridad en comparación con las centrales actualmente en funcionamiento? En este último capítulo aportaremos respuestas a esta pregunta, pero antes diremos algo sobre las perspectivas de realización, puesto que el Señor de la Palisse podría confirmarnos que sólo habrá nuevos reactores en el futuro si las empresas eléctricas así lo desean para su parque de producción.

12.1. El panorama nuclear mundial

Si dejamos a un lado las naciones europeas del Este, que como hemos visto ya durante los diez próximos años estarán ocupadas en proseguir con el funcionamiento de las centrales existentes antes de pensar en nuevos desarrollos, en los otros países del mundo el breve examen que se presenta a continuación indica que el factor común primordial es de naturaleza esencialmente política, lo que no hace la previsión especialmente fácil.

En EE.UU., por fuerza se observa una paradoja de envergadura: este país en materia nuclear, como en tantos otros campos, ha sido la locomotora mundial y nada que sea importante, en cuanto al desarrollo de la producción de energía eléctrica de origen nuclear se hará sin él (salvo posiblemente en Francia y más probablemente en Japón); el parque de centrales en funcionamiento es con mucho el más importante del mundo; la seguridad en la explotación ha progresado considerablemente y las relaciones entre los productores



Producción de CO₂ y calentamiento del planeta. Los científicos establecieron en el pasado una correlación entre cantidad de anhídrido carbónico (CO₂) en la atmósfera terrestre y variación de la temperatura media de la misma. Desde 1958 se ha medido con precisión la concentración de CO₂; 360 ppm hoy en día, comparadas con 285 ppm antes de la era industrial. Aunque actualmente es difícil predecir los cambios climáticos, globales y regionales, que podrían producirse, parece prudente limitar las emisiones de CO₂, sin por ello penalizar a los países pobres que tienen necesidad de energía. Ahí es donde la energía nuclear puede aportar su contribución.

y las autoridades de seguridad se han normalizado; la necesidad de disponer de medios de producción no contaminantes ya que la seguridad operacional está al nivel apropiado para evitar cualquier accidente grave, sin embargo la necesidad de nuevas centrales es urgente, considerable y reconocida por todos; sin embargo nada se mueve realmente para hacer nuevos pedidos que acaben con una «moratoria» de casi 15 años. Sin duda hay en ello una causa inherente a las costumbres políticas y a los marcos jurídico y administrativo. Por añadidura, a lo largo de la campaña presidencial, la administración Clinton ha presentado un aumento de las posiciones más bien antinucleares. En estas condiciones,

sólo una crisis energética podría ser el detonante de una eventual reactivación. Muchos la predicen, quizás a corto plazo, inevitablemente a largo plazo. ¿Volver a empezar «a toda velocidad», es compatible con los plazos reducidos al máximo de los proyectos y de la construcción? En cuanto a los proyectos, los trabajos de diseño están muy avanzados afortunadamente y los mencionaremos más adelante. Con respecto a la construcción, confiemos en la capacidad de este país para movilizarse industrialmente en caso de absoluta necesidad.

En cuanto a Europa, está parada, excepto Francia. Bien conocidas son las dificultades

alemanas: la presión política de los Verdes, apoyados en parte por los social-demócratas, hace imprevisible cualquier otro proyecto que no sea el mantenimiento en funcionamiento de las centrales existentes e incluso, a cada elección general, se puede tener que reconsiderar seguir con este mantenimiento. Gran Bretaña, país de gran tradición nuclear, no está en mejor situación. Prácticamente sólo tiene que gestionar su antiguo parque de centrales refrigeradas por gas (UNGG y AGR) y la única central de agua a presión se acaba de poner en marcha (Sizewell-B). Para esta última, los elevados costes de construcción, en gran parte debidos a las concesiones concedidas a los oponentes durante la «vista pública» de 1987-1988, hipotecan la posibilidad de una continuidad económicamente viable. Este aspecto es tanto más perjudicial cuanto que el gobierno británico ha decidido en 1995 la privatización de la explotación del parque nuclear y tiene la intención de dejar al «mercado» la iniciativa de nuevas construcciones. El Parlamento italiano ha parado después de Chernobí cualquier programa nuclear hasta la llegada al mercado de los «reactores intrínsecamente seguros» y la llegada de energías «alternativas poco contaminantes». Este lenguaje político hace creer a la opinión pública que la seguridad absoluta está a nuestro alcance, lo que nos parece también una mentira absoluta, volveremos sobre ello más adelante. Sin embargo, este país tiene la necesidad urgente de producir electricidad propia y la situación actual es

un callejón sin salida económico. Suecia tomó primero el buen camino, en 1987, pero el gobierno decidió bajo presión, la parada progresiva, a partir de 1992, de las centrales en funcionamiento que garantizan el 50% de su producción eléctrica. Este plazo ha sido beneficioso ya que a la hora de la verdad y en vista de las consecuencias económicas, no se ha llevado a efecto, hasta ahora, ninguna parada y tampoco hay ninguna prevista en los próximos años. Pero el principio de moratoria se mantiene todavía, los políticos no se atreven a retractarse. ¿Hasta cuando se podrá mantener la ilusión? En cuanto a Finlandia y España prosiguen, discretamente, la explotación de sus centrales.

En Asia es donde, a fin de cuentas, el sector nuclear va mejor. A pesar de los conflictos a veces graves con los oponentes y una parte de la opinión pública, Japón prosigue obstinadamente la explotación de su parque, es el tercer país del mundo después de los EE.UU. y Francia, en condiciones de seguridad muy adecuadas y continúa con tenacidad la construcción de nuevas centrales. Bien es verdad que para no depender totalmente del extranjero por sus fuentes de energía⁽¹⁾, no tenía elección, pero otros, que tampoco la tenían, han abandonado. Su ambición, totalmente a su alcance a corto plazo, es producir, como Francia, del 75 al 80% de su electricidad a partir de la energía nuclear. Corea y Taiwan

1. Contrariamente al carbón, gas o petróleo, el uranio permite su almacenamiento, con pocos gastos, para varios años de consumo.

han elegido un destino similar y, en proporciones que corresponden a su tamaño, explotan y construyen centrales de tipo americano o francés. Sin ser alarmante, el rigor concedido a la seguridad en estos dos países no tiene sin duda la prioridad que se le otorga en Occidente y la comunidad internacional tendrá que encargarse de motivarles en este sentido. Queda la China popular, caso particular debido a su régimen político. Tiene, y a comenzado ha hacer realidad, grandes ambiciones. Aquí también es necesario saber cómo se tratará la seguridad. En el campo del diseño, el hecho de utilizar la tecnología occidental es en sí tranquilizador. Pero teniendo en cuenta la falta de experiencia del país en la materia y su régimen político, convendría que los responsables chinos prestaran especial atención a la explotación y mantenimiento. La forma en que se dirige la explotación de la central de Daya Bay, dos unidades de 900 MWe construidas por Francia en la provincia del Guangong, a unos cincuenta kilómetros de Hong-kong, en funcionamiento desde 1993, es alentadora en este aspecto: sobre todo los responsables chinos han comprendido muy bien el papel esencial de la Cultura de Seguridad y la buena formación de los hombres, formación garantizada desde el principio, recordémoslo, por Francia, EDF para los explotadores y el IPSN para los expertos en seguridad.

Por último África del Sur explota discreta, pero eficazmente y con rigor desde el punto de vista de la seguridad, sus dos reactores de

diseño francés. *A priori* no hay allí perspectivas inmediatas de nuevos equipos, puesto que hay carbón en abundancia y es barato.

En resumen el panorama es muy variado: Asia dinámica y voluntariosa, EE.UU. partidario de esperar los acontecimientos, pero tendrá que moverse, Europa casi paralizada salvo Francia, pero donde la reactivación necesaria en sí llegará, si debe venir, una vez más del otro lado del Atlántico.

12.2. Los reactores avanzados

Por muchas razones 1986 fue un año de transición para la industria nuclear: ante todo es la frontera entre «el antes» y «el después de Chernobil», con una nueva percepción de los riesgos nucleares por parte de la opinión pública. También se sitúa en la mitad de una década, que paradójicamente ve cómo una generación de reactores a toda prueba alcanza la madurez —los reactores de agua ligera— y que satisfacen en buenas condiciones económicas y de seguridad una parte importante de las necesidades energéticas de los países industrializados importantes, pero cuya expansión está considerablemente frenada por oposiciones de carácter esencialmente emocional y político. Por último es la toma de conciencia de la realidad, dada la edad de algunas de las instalaciones, su esperada duración de vida (30 a 40 años) y los plazos que separan el diseño de nuevas máquinas de su entrada en funcionamiento, plazos que no se pueden reducir más (un mínimo de 10 años),

desde ahora es cuando hay que pensar en los reactores que, para algunos países al menos, serán indispensables a principios de los años 2000. Tales son las condiciones reunidas para dar paso a la importante cuestión de los reactores del futuro. Estas condiciones son híbridas y no pueden presentar mayor «mezcla de géneros»: nos encontramos con una mezcla de motivaciones e intereses aparentemente poco compatibles entre sí y que no se miden con las mismas unidades: mejorar la seguridad primero, pero también hacer imposible cualquier accidente, lo cual es utópico; prevenir a medio y largo plazo el agotamiento de los recursos fósiles; mejorar la economía disminuyendo los costes de proyecto, construcción y explotación; vencer los obstáculos políticos; mirar por los intereses comerciales de los constructores y de las naciones, pero evitar la competencia. No es sorprendente que un cierto desorden haya presidido los primeros años (1986-1990) de reflexiones y proposiciones sobre los proyectos de los futuros reactores.

Aparecieron tres «escuelas», con relación a la naturaleza misma de los proyectos que crecieron rápidamente:

- Primero estuvieron los partidarios de los reactores que eran el resultado directo de la generación precedente, la más moderna, para poder beneficiarse de tecnologías verificadas pero cuya seguridad de diseño tendría en cuenta las enseñanzas más recientes; es la vía «evolutiva».
- A continuación se propusieron unas máquinas de menor tamaño (500 a 600 MWe en comparación con 1.200-1.400 MWe para las unidades actuales), que permitirían la utilización intensiva de una seguridad «pasiva». Este concepto propone utilizar al máximo las leyes de la naturaleza (gravedad, convección natural) para hacer funcionar los sistemas de protección y salvaguardia que ya no tendrían necesidad de una fuente de energía externa (eléctrica o neumática) para cumplir su función. Al no existir la experiencia industrial de tales máquinas, se necesitan trabajos de desarrollo más importantes que los precedentes, o incluso una demostración previa mediante prototipos.
- Se ha ido más lejos «sobre el papel» proponiendo pequeños reactores enteramente pasivos, dispuestos en series de módulos de un centenar de MWe cada uno, que algunos calificarían un poco apresuradamente «de intrínsecamente seguros» porque al parecer no se podía concebir que en ellos se produjera un accidente y se podía prescindir de la intervención humana en cualquier circunstancia. Se comentarán estas afirmaciones más adelante, pero en este punto y aún suponiendo que tales cualidades sean accesibles, el desarrollo y la demostración requerirían un tiempo considerable, sin contar con una economía incierta.

Antes de argumentar sobre los méritos o inconvenientes de tal o cuál opción, pensamos

que es más fructífero resituar la problemática en la lógica técnica de las preocupaciones de seguridad tal y como el INSAG la sintetizó en 1991 (documento INSAG 5) y aprobó en la Conferencia mundial organizada el mismo año por la OIEA.

12.2.1. ¿Nuevos tipos de reactores: por qué y cómo?

La forma en que la opinión pública percibe los riesgos nucleares ha cambiado radicalmente después de Chernobil. Hoy en día, la opinión pública exige no sólo que no se vuelva a producir una catástrofe como esa, sino además que cualquier accidente, que pueda tener graves consecuencias para la salud fuera de su emplazamiento, sea imposible. La industria eléctrica tiene la obligación de tener en cuenta este hecho en el diseño de sus instalaciones, para que se puedan aceptar los próximos reactores. ¿Hay que decir que el nivel de seguridad de los reactores actuales es insuficiente? Creemos haber demostrado anteriormente que la evaluación de los riesgos validada por la experiencia de explotación de los reactores occidentales ha demostrado lo contrario. En estas condiciones, la necesidad de introducir modificaciones se justifica por tres consideraciones:

- En todos los países se han modificado sensiblemente los diseños con el fin de mejorar la seguridad y estas modificaciones han podido afectar a la coherencia del diseño en su conjunto; por tanto hay que restablecer esta coherencia desde que se

comienza un nuevo diseño, incorporándole la totalidad de los resultados de la experiencia de explotación.

- Si se prevé la posibilidad de disponer de un mayor número de centrales en servicio, es muy de desear que aumente el nivel global de su seguridad en el mundo instalando nuevas unidades más eficientes.
- Un posible incremento en la duración de vida de las centrales (algunos constructores o compañías eléctricas prevén 60 años) debe ir acompañado de un nivel de seguridad superior.

Hay que subrayar en este punto que mejorar la seguridad implica la capacidad de evaluar su nivel de seguridad y su evolución. Los estudios probabilistas son una herramienta esencial para ello, pero sus resultados tienen fama de presentar amplias incertidumbres. El único medio de liberarse de ello es trabajar en comparación con los reactores en funcionamiento, que tienen la suficiente experiencia de explotación. En consecuencia se comprende que será más fácil demostrar una mejora real a nivel de la seguridad, si los futuros proyectos no son radicalmente diferentes de los más recientes de la generación actual, y si las modificaciones aportadas, así como las tecnologías utilizadas, son de naturaleza evolutiva. Sin tener que rechazar *a priori* otras soluciones, esto en nuestra opinión constituye un argumento en favor de una próxima generación basada en la filial de agua ligera (a presión o en ebullición).

Por último, no perdamos nunca de vista que cualquier cambio sólo será posible si no compromete la competitividad del sector nuclear frente a otras fuentes de producción de electricidad. Un diseño que pretendiera estar fuera del alcance de cualquier tipo de accidente teóricamente previsible, independientemente de los costes, no es realista, igual que para las otras fuentes de energía. Por ejemplo, jamás se construirán reactores enterrados bajo miles de toneladas de hormigón, aún suponiendo que no presenten ningún riesgo, cosa en la que no creemos, ya que sería tanto como ignorar que el deber de toda empresa eléctrica es producir electricidad a un precio económico y proteger su inversión.

El mito de lo intrínsecamente seguro

Hemos mencionado la perspectiva anunciada por algunos promotores de la llegada de reactores «intrínsecamente seguros», en otras palabras máquinas absolutamente seguras o que presentan riesgos nulos. Es útil volver sobre este tema, del que no tememos decir que se trata de una verdadera deshonestidad intelectual.

En efecto, suponiendo incluso que estos proyectos puedan concretarse con todas sus virtudes de pasividad y su insensibilidad a los transitorios accidentales o a los errores humanos, quedan los fenómenos inesperados, fuera de cuyo alcance pretenden estar, que son los que previamente han previsto e identificado los ingenieros. Sin embargo la experiencia

nos ha enseñado por desgracia que, en el sector nuclear como en cualquier otro sector de la industria, los accidentes también son una consecuencia de lo imprevisto o de lo imprevisible. De ahí el carácter indispensable de la defensa en profundidad con sus líneas de defensa múltiples. Ninguna instalación que contenga productos peligrosos, por tanto de riesgo, puede pretender estar enteramente protegida contra una agresión externa o interna. Por tanto siempre se tendrá que, después de una evaluación racional del nivel de seguridad y comparación con los beneficios colectivos esperados, admitir un riesgo residual o renunciar a la actividad en cuestión, sabiendo que, en este último caso, hará falta encontrar una forma de producción alternativa. Esta es la única gestión objetiva posible.

Señalemos, para concluir, que después de algunos años de recibir un trato preferente se ha perdido un poco la ilusión. Hoy en día, en efecto, la opinión pública, lo mismo que la industria, no han reaccionado con el entusiasmo esperado por algunos, lo que no tiene nada de asombroso habida cuenta de la gravedad del tema y de las incertidumbres económicas, y nada muy concreto se desarrolla a nivel industrial.

Los proyectos evolutivos

Se han explicado sus objetivos de seguridad en la publicación INSAG 3: reducir en un factor 10, con relación a las centrales modernas actuales, la probabilidad de accidente

grave; además, la probabilidad de emisiones radiactivas importantes fuera del emplazamiento debe reducirse también en un factor 10 mediante disposiciones de gestión y mitigación del accidente. Sólo se pueden alcanzar estos ambiciosos objetivos mejorando todos los niveles de defensa en profundidad. Esto implica reducir la frecuencia de los sucesos iniciadores y la mejora de la fiabilidad de los sistemas de protección y salvaguardia. Por ejemplo, la probabilidad de ruptura en el circuito primario debe ser aún más baja que en la actualidad, la integridad de la vasija se debe garantizar con mayor certeza aún y se debe aumentar la capacidad de retención de los productos de fisión por confinamiento. El diseño debe presentar una coherencia de conjunto organizada en base a niveles múltiples de protección y barreras de tal manera que estemos seguros de que un accidente siempre vendrá precedido por precursores anunciadores menos severos, por tanto que se pueden corregir. Tales objetivos no serán fáciles de alcanzar, primero porque partimos ya de probabilidades muy bajas, pero sobre todo porque el factor humano adquiere una importancia relativa tal, que es difícil compensar los riesgos debidos a un error mediante una mejor fiabilidad de los componentes o sistemas automáticos adicionales.

Algunos querrían eludir el problema con instalaciones que prescindieran del hombre. Esto supone olvidar el papel positivo que puede desempeñar el hombre en circunstancias imprevistas, a condición de proporcionarle

las informaciones apropiadas. Para sacar partido de esto, facilitándole siempre la tarea, se debe tener en cuenta en el diseño al hombre-operador, lo que supone:

- La simplificación de los métodos de explotación para alcanzar una baja sensibilidad a los errores del operador: sistemas automáticos, sistemas pasivos de energía potencial, márgenes adicionales, plazos disponibles.
- El empleo de sistemas sencillos, pero diversificados, para reducir los errores de mantenimiento de las instalaciones y los riesgos debidos a los modos de fallo por causa común.
- Un funcionamiento menos dependiente de la disponibilidad de refrigerante y de la alimentación eléctrica.
- Una fiabilidad mejorada de la instalación y de los sistemas de emergencia.
- La transparencia de la tecnología, para facilitar tanto su comprensión por parte del explotador como su aceptación por parte de los poderes y de la opinión pública.

Las vías para la mejora del diseño

A continuación daremos algunos ejemplos clasificados según los niveles de la defensa en profundidad.

Primer nivel. Prevenir las anomalías

La prevención de los accidentes comienza por la calidad de la construcción: mediante una realización de elevada calidad es como los reactores presentarán la mayor resistencia posible a los incidentes y accidentes. Además, para reducir la frecuencia de los iniciadores, se debe prestar especial atención:

- A la mejora de las barreras, principalmente a la prevención de grietas en el primario.
- Al aumento de los márgenes, para que el reactor sea más tolerante a los incidentes, lo que puede afectar al volumen de los depósitos, capacidad de las barreras, inercia térmica de los componentes.
- A la mejora de la fiabilidad de los componentes, de cara a reducir los fallos en servicio, la falta de funcionamiento cuando se requiere y los tiempos de mantenimiento.
- A corregir el diseño de manera que la seguridad no se base en procedimientos de explotación en situación de parada, ni tampoco en la acción de los operadores.

Segundo nivel. Proteger el reactor

En caso de anomalía, el sistema de protección del reactor provoca la caída de las barras de control dentro del núcleo, para parar el reactor. Si el sistema no funciona correctamente, se llega a secuencias llamadas «transitorio anticipado sin parada automática» (ATWS en inglés) que contribuyen significativamente al

riesgo de accidente. Si parece difícil ganar mucho sobre la fiabilidad global del sistema de protección, hay un potencial de ganancia significativa sobre la de los sistemas destinados a intervenir en caso de un ATWS, tales como la despresurización del circuito primario y la alimentación del agua de emergencia. Hay que plantearse igualmente algunas reflexiones para garantizar el comportamiento de un sistema de protección en caso de incendio.

Tercer nivel. Evitar el accidente

Los sistemas de salvaguardia desempeñan un papel clave para detener las secuencias incidentales antes de que degeneren en accidentes. El objetivo es conseguir que estos sistemas sean lo más fiables posible. Para aumentar su fiabilidad, ya están organizados en varios conjuntos redundantes lo más independientes posible unos de otros, pero la fiabilidad obtenida mediante estas disposiciones está limitada por los riesgos debidos a los modos de fallo por causa común. Las posibilidades de modos de fallo por causa común deben pues reducirse. La experiencia de explotación ha demostrado que es difícil detectar con anticipación la naturaleza de ciertos modos de fallo por causa común o, cuando se les conoce con precisión (por ejemplo incendio, inundación, sismo), prever con detalle la totalidad de sus efectos. Es más fácil actuar en la fase inicial del diseño; tal es el objetivo para los nuevos reactores.

Los sistemas activos son vulnerables a los malos funcionamientos de modo de fallo por causa común. La idea de utilizar sistemas pasivos es pues *a priori* atractiva ya que, su funcionamiento está basado en fenómenos físicos como la inercia o la gravedad, su operabilidad no podrá teóricamente verse jamás comprometida. Sin embargo no se debe deducir por ello que es más fácil demostrar el buen funcionamiento de un sistema pasivo que el de un sistema activo. De hecho, la realidad tecnológica con frecuencia es al revés, ya que es más fácil hacer pruebas sobre el funcionamiento de un sistema activo que pasivo. Además, a veces es imposible prescindir completamente de los sistemas activos (por ejemplo de las válvulas). La discusión entre los que apoyan unos sistemas pasivos y los que apoyan los activos, que ha durado demasiado tiempo desde 1986, está hoy superada. No se debe olvidar que los reactores en servicio ya utilizan la pasividad en un 30% (acumuladores de gas, baterías, confinamientos, válvulas de retención, etc.). En consecuencia se debe considerar que ambos sistemas son complementarios y no opuestos, teniendo en cuenta que el objetivo es utilizarlos conjuntamente en los nuevos diseños, obteniendo el máximo beneficio de las ventajas de cada uno de ellos, en cada uno de los casos estudiados.

Cuarto nivel. Prevenir y limitar las consecuencias radiológicas

Para garantizar una seguridad adecuada dos componentes siguen siendo necesarios *in fine*:

el confinamiento y la gestión de los accidentes. Hay que hacer un especial esfuerzo para disminuir sensiblemente las descargas (término fuente), previstas hoy en día en caso de accidentes severos con fusión del núcleo. El confinamiento de los productos radiactivos es el objetivo último de todas las disposiciones de seguridad y el más delicado para la opinión pública. Este objetivo necesita a la vez un recinto de contención resistente y un control adecuado de las posibilidades de *bypass*.

En las centrales modernas alemanas y francesas, se han establecido procedimientos para situaciones accidentales, acompañadas de disposiciones de mitigación, para garantizar la protección del recinto de contención, habida cuenta de las solicitudes a corto y largo plazo que intervienen después de una fusión de núcleo. Para los nuevos reactores, y a título de la defensa en profundidad, conviene ir más allá para garantizar, a través del diseño, el mantenimiento de la integridad del recinto de contención, lo que puede requerir un sistema para recuperar el núcleo fundido o una plataforma de recubrimiento y limitar de esta manera el término fuente eventual a menos del 0,1% del inventario del núcleo en yodo y cesio. Recordemos que en Chernobyl se liberó entre el 60% y el 80% de este inventario.

Los procedimientos para la gestión de los accidentes severos deben seguir siendo uno de los últimos eslabones de la defensa en profundidad. Los progresos realizados desde la

concepción de las centrales actuales, en cuanto al conocimiento de los fenómenos que seguirán a una fusión del núcleo, permiten preparar mejor las decisiones a tomar en caso de accidente severo. Por ejemplo, la instrumentación instalada y su cualificación para condiciones extremas después de una fusión del núcleo (temperatura, nivel de radiación, presión etc.) se pueden mejorar.

La toma en consideración de los accidentes severos en el diseño

Entre los escenarios accidentales susceptibles de progresar hasta la fusión del núcleo, los que podrían conducir al fallo rápido del confinamiento, esencialmente por aumento brusco de la presión, deben eliminarse mediante disposiciones preventivas. En cuanto a los otros accidentes, se deben finalizar todos los componentes de un programa de gestión de los accidentes durante la concepción del proyecto, de manera que los operadores estén en condiciones de controlar los sucesos. Examinemos algunas secuencias para los REP:

- Accidentes de reactividad. Este riesgo se puede eliminar prácticamente desde el momento del diseño.
- Combustión o explosión de hidrógeno. Si el combustible llega a alcanzar el punto de fusión, se podría producir hidrógeno en cantidades importantes por oxidación rápida de las vainas de circonio (reacciones circonio-agua); se podría encontrar una

solución satisfactoria gracias a recintos secos de gran volumen, cuya disposición interna está diseñada para evitar las posibles concentraciones locales de hidrógeno empleando sistemas de recombinación.

- Fusión a alta presión. La instalación de sistemas de despresurización de alta fiabilidad e intervención rápida permite prevenir los efectos del aumento brusco de la temperatura.
- Explosión de vapor. Los resultados de los trabajos más recientes sobre este tema tienden a concluir que este riesgo es suficientemente bajo, para que se puedan excluir en la práctica estas secuencias.
- Interacción circonio-hormigón. Se conoce bien este fenómeno y ya se ha propuesto el diseño de plataformas de recubrimiento que evitan las consecuencias de estas interacciones. Hace falta instalar unos sistemas pasivos de evacuación del calor residual, para evitar un exceso de presión en la contención.
- Ruptura del circuito primario. Dado el progreso en este campo, se debe poder demostrar que no se puede producir una ruptura súbita sin que antes se haya producido una fuga significativa.

La viabilidad de los futuros proyectos

Una argumentación basada únicamente en los escasos riesgos de un proyecto no es necesariamente capaz, por sí misma, de provocar la adhesión de una opinión pública que tendrá siempre tendencia a reclamar «menos riesgos». La opinión pública sólo puede aceptar la opción energética nuclear si, por una parte, está convencida sin reservas a la vez de su necesidad y de sus ventajas, desde el punto de vista de su coste y de su inocuidad para el medio ambiente, y si, por otra parte, tiene confianza en su ejecución y en los hombres responsables del control de los riesgos, explotadores y autoridades de seguridad.

En cuanto a la confianza de la comunidad en la industria nuclear que diseña, construye y explota las centrales, la mejor manera de obtener una aceptación para el futuro es explotar los reactores que están hoy en funcionamiento, en condiciones satisfactorias de seguridad y competitividad.

12.2.2. Los proyectos en curso

Los nuevos diseños propuestos por diversos constructores u organizaciones presentan un grado de innovación muy variable, pero tienen en común una búsqueda de las características resultantes de las consideraciones desarrolladas antes y que podemos resumir así: un diseño simplificado, «que perdona», en especial mediante el empleo de sistemas pasivos y que tiene en cuenta las lecciones del pasado, que se refieren tanto a la operación

como al mantenimiento; una seguridad que nunca está subordinada a la intervención rápida de un operador; un confinamiento de los productos de fisión que tiene en cuenta los «cambios» (temperatura, presión) más severos en caso de accidente grave; una protección adecuada contra el sabotaje y el ataque armado convencional; unos riesgos menores gracias a la eliminación, desde el diseño, de los tipos de accidentes potencialmente más graves y la reducción de las incertidumbres que presentan las evaluaciones actuales.

No citaremos todos los proyectos extranjeros; su número es relativamente importante. Indicaremos simplemente que en nuestra opinión los ingenieros franceses tendrán que seguir con atención ciertos desarrollos:

- Para los reactores evolutivos, dos proyectos de gran potencia de origen americano, CE80+, un PWR de Combustion Engineering y ABWR, un BWR de General Electric, los dos proyectos se habían realizado con la cooperación de países como Corea y Japón.
- Para los reactores pasivos, el AP600, un PWR de 600 MWe desarrollado por Westinghouse, en cooperación principalmente con Japón.

Aprovechemos esta ocasión para comentar el hecho de que en esta obra no hemos hablado prácticamente de los reactores de agua ligera en ebullición, BWR en inglés. Este tipo, técnicamente probado, se utiliza mucho en

el extranjero, especialmente en EE.UU. y Japón. Se sabe que, «no queriendo perseguir varios objetivos al mismo tiempo», Francia ha optado por el tipo a presión, en el momento de su compromiso total en favor de la energía nuclear en 1974. Por tanto hemos elegido hablar de lo que concierne a nuestro país y que es posiblemente lo que conocemos mejor. Pero el tipo BWR tiene todas las probabilidades de participar en el futuro desarrollo nuclear y los americanos y los japoneses trabajan en proyectos haciendo hincapié en los avances de la seguridad, como lo hacen los alemanes y los franceses en un tipo a presión, que vamos a ver ahora.

La situación en Francia es en efecto indisoluble hoy en día de los trabajos europeos, y eso es bueno. La opción elegida es la de un reactor evolutivo de gran potencia, alrededor de 1.400 MWe, con una seguridad mejorada y que goza de toda la experiencia acumulada por la generación actual.

Desde 1986, EDF ha lanzado unos estudios preliminares sobre la evolución de los REP que se pondrán en funcionamiento después del año 2000. Reorganizado bajo la forma de «Programa REP 2000», en 1988, la actividad se amplió a los socios franceses Framatome y CEA, a continuación, en 1990, a empresas eléctricas europeas (Alemania, España, Bélgica y Gran Bretaña). Al mismo tiempo, EDF se ha asociado, a través de EPRI², al programa

americano sobre los reactores avanzados. Organizado en grupos de trabajo y de evaluación del proyecto, el programa REP 2000 ha emprendido el estudio de todas las disposiciones susceptibles de mejorar el nivel de seguridad de los reactores actuales y a la vez de evaluar los proyectos de reactores avanzados que se desarrollaban seriamente en el mundo. La intención era que no cuajara demasiado pronto un proyecto de reactor, con el propósito de tener tiempo para examinar las diversas soluciones técnicas y poder evaluar los otros proyectos que se estaban estudiando. A lo largo del año 1992, los trabajos para promover la próxima generación de reactores de agua ligera se concentraron en dos direcciones: redacción, por parte de las empresas eléctricas de cinco países europeos, de un libro con las exigencias de diseño aplicables a estos futuros reactores y desarrollo de un proyecto franco-alemán sobre un reactor avanzado del tipo REP. Estas dos tareas son de una importancia capital para el futuro de la energía nuclear en Europa.

Informe europeo sobre las exigencias de diseño

Este informe está destinado a reunir las exigencias comunes de los explotadores nucleares europeos. Las empresas eléctricas de cinco países participan en esta gestión: la federación VDEW de las eléctricas alemanas, UNESA (Unidad eléctrica S.A.) representando a las eléctricas españolas, la sociedad TRACTEBEL representando a las eléctricas belgas y EDF.

2. Organismo de R&D creado por las eléctricas americanas.

La mayoría de estas empresas eléctricas participan en el proyecto de EPRI de recopilación y análisis de un informe de la misma naturaleza; el documento en preparación, se presenta más como una adaptación, de la parte del documento americano que trata sobre los «reactores evolutivos» (otra parte se refiere a los reactores «pasivos»), a las particularidades europeas, que como un documento específico. En efecto se impone una evolución. Al contrario que en EE.UU., en Europa el sector regulador está por naturaleza fragmentado, ya que hay tantas autoridades de seguridad como países. Además las exigencias de EPRI son con frecuencia específicas a las normas y prácticas en vigor en EE.UU. Por último, los códigos y normas están sufriendo un proceso de armonización en Europa y es importante que la industria eléctrica participe en este movimiento.

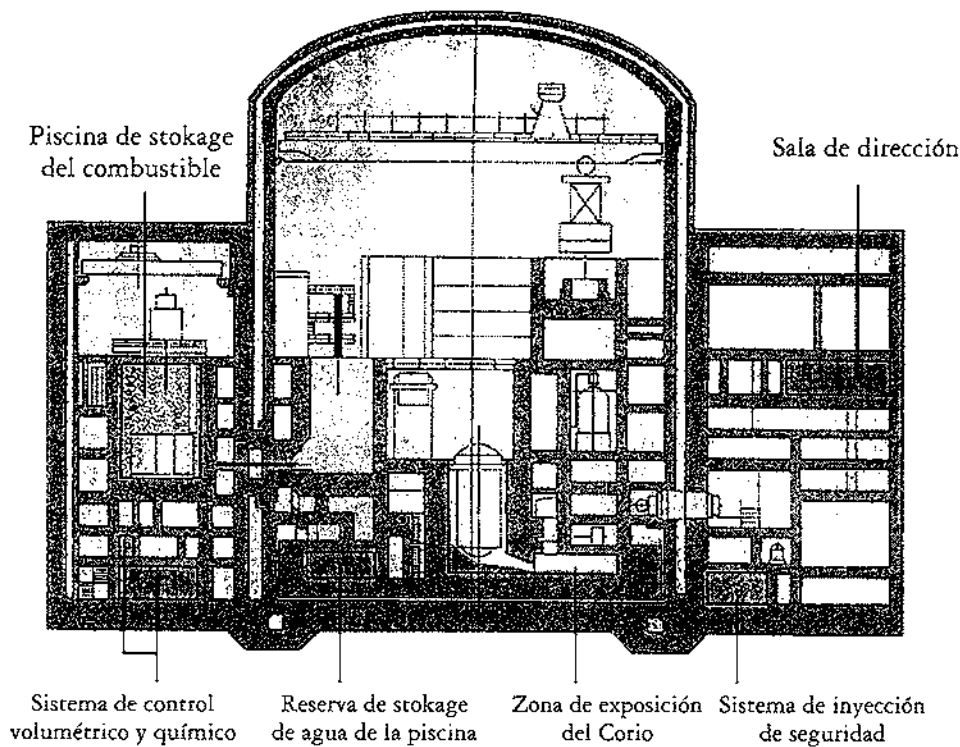
El proyecto franco-alemán de reactores avanzados

El contexto franco-alemán ha evolucionado mucho a lo largo de los últimos años. Los constructores Framatome y Siemens se asociaron en 1990 para formar una compañía (NPI-Nuclear Power International) que estudia y construye centrales conjuntas, para satisfacer las necesidades propias de cada país y para la explotación. A continuación centraron sus esfuerzos en un objetivo que comenzará, en Francia y Alemania, hacia finales de la década. Por otra parte, se ha emprendido

un importante esfuerzo de armonización entre NPI y las eléctricas francesas y alemanas, con objeto de definir las bases de un anteproyecto común llamado EPR (European Pressurized Reactor), que puede autorizarse en los dos países. Al mismo tiempo, las autoridades de seguridad han establecido contacto, especialmente a nivel de sus apoyos técnicos, para discutir sobre este proyecto conforme a un calendario coherente con la evolución del mismo.

Así pues, se disponía de todos los medios para que el proyecto pudiera desarrollarse en unas condiciones convenientes. La seguridad ha sido evidentemente el centro de las discusiones. La primera tarea ha consistido en identificar las diferencias entre las prácticas francesas y alemanas. El proceso de armonización ha progresado. Los años 1994-1995 han visto el desenlace favorable de las discusiones, con un acuerdo entre las autoridades de seguridad de los dos países, sobre las opciones de seguridad del EPR propuestas conjuntamente por constructores y explotadores. Este acuerdo constituía una condición previa al compromiso de anteproyecto detallado (basic design).

La entrada, en 1995, en la fase de definición detallada del proyecto conducirá a concretar ciertas opciones técnico-económicas. Ya hemos insistido sobre el hecho de que no se construirá ninguna central cuya producción no sea competitiva con otros medios de producción, incluso si es muy segura. A lo largo



Esquema de un reactor EPR. El proyecto franco-alemán EPR (European Pressurized Reactor) es un reactor avanzado «evolutivo». De una potencia unitaria de 1.400 MWe aproximadamente, resume las disposiciones seleccionadas en Francia para el N4 y en Alemania para Konvoy. Se observará que se ha previsto una zona de recogida del «corium» (núcleo fundido) para prevenir cualquier descarga radiactiva fuera del recinto de contención en caso de accidente grave.

del estudio, se plantearán muchas preguntas, cuyas respuestas dependerán de la interpretación de los acuerdos sobre las opciones de seguridad. Es evidente, que todavía quedan cosas por terminar, lo que no debe ocultar la importancia del resultado obtenido ya en la gestión franco-alemana.

¿Y los reproductores?

El lector se sorprendería sin duda si no citáramos los reactores reproductores en este capítulo dedicado a los reactores del futuro. Estos reactores se han diseñado para utilizar mejor la capacidad energética del uranio y ya

que se prevé un resurgimiento nuclear, por tanto un fuerte aumento del consumo de uranio, se debe contar con un aumento de los precios del mineral sin llegar hasta la penuria, ya que las reservas aumentan muy rápidamente en cuanto se acepta pagar el uranio más caro. Con este enfoque, es más bien a medio plazo, por tanto más allá de la próxima década a la que nos hemos limitado, cuando se manifestará la necesidad de reproductores. Así pues se trata de prepararse para ello, aprovechándose de la experiencia de funcionamiento de Creys-Malville, para confirmar que las tecnologías específicas están comprobadas desde el punto de vista de la seguridad,

reniendo en cuenta en el diseño los elementos indicados en este capítulo, principalmente la simplificación y la economía, ya que un precio excesivo del uranio nunca podrá compensar un

coste adicional de inversión demasiado elevado. Nos parece evidente que este desarrollo debe ser europeo, para conservar el actual adelanto sobre un país como Japón.

Conclusión de la cuarta parte

«La predicción es siempre un arte difícil, sobre todo cuando se refiere al porvenir». Pierre Dac hubiera podido decirlo, y todos los que se arriesgan a esbozar lo que podrían ser los futuros desarrollos cada uno en su campo, sobre todo cuando creen conocerlos bien, deben mantener una prudente modestia. En lo que se refiere a la seguridad nuclear en los próximos 10 años, nos parece sin embargo, que debería estar determinada al menos por tres líneas directrices que nos parecen hoy en día evidentes:

- Hace falta aportar una respuesta satisfactoria a los problemas de seguridad planteados por las centrales nucleares en explotación en los países del Este.
- El público y sus representantes sólo confiarán en la energía nuclear si no se produce ningún accidente que los medios de comunicación puedan exagerar.
- El futuro ya no se decidirá solamente a nivel nacional sino también a nivel internacional, tanto en cuanto a los principios como a las prácticas de seguridad, aunque en última instancia la decisión seguirá siendo una responsabilidad nacional.

Las otras tendencias que se observan hoy nos parecen menos estables, ya sea el temor del público ante cuestiones como la del almacenamiento de los residuos, las dificultades técnicas que se han encontrado en ciertos

materiales más o menos deteriorados y el endurecimiento de las relaciones reguladoras. Quizás pequemos de optimistas, pero seguimos estando convencidos de que el sentido común terminará por imponerse y que cada cual estará menos preocupado por algunos de los riesgos ecológicos hipotéticos, para dentro de miles de años, que por los problemas inmediatos a los que tienen que hacer frente la mayor parte de los habitantes de nuestro planeta. De igual manera, confiamos en los técnicos para resolver unas cuestiones que *a priori* no nos parecen más arduas que las que sus mayores tuvieron que resolver en el pasado. En cuanto a los conflictos de poder que pudieran complicar los procedimientos de seguridad, no hay ni que sobrestimar su importancia ni que perder la confianza en la capacidad de los hombres de buena voluntad para entablar unas relaciones confiadas y eficaces. Persistirán otras tendencias difíciles de superar, como el temor sin motivo a las radiaciones ionizantes, reactivado regularmente por investigadores en busca de fama quienes destacan por manipular «estadísticas» referentes a cantidades insignificantes, o por temores similares igualmente infundados sobre los campos eléctricos u otros. Hay que combatirlos con paciencia y tenacidad; el ser humano necesita que le asusten un poco para apreciar la existencia.

Pero la seguridad no es más que una condición previa, una condición impuesta al desarrollo nuclear para el bien de la humanidad,

de todos los hombres, y de todas las épocas. Hemos mantenido desde las primeras páginas de esta obra, que no hay desarrollo posible sin un recurso significativo a la energía nuclear. Después, lo que resalta del conjunto de nuestra presentación es que una adecuada seguridad no está al alcance de todos. El establecimiento de un proyecto sólido exige una ingeniería aguerrida basada en unos apoyos técnicos y científicos. La garantía de una buena calidad pasa por unos procedimientos que sólo pueden funcionar en organismos donde el rigor es una larga tradición. La explotación de una central nuclear se sitúa en una dimensión diferente a la de una central eléctrica convencional. En los diez años próximos, los países y organismos capaces de contribuir a una seguridad aceptable no serán más numerosos que hoy en día.

Por tanto el futuro nuclear se va a decidir primero y ante todo en los países y donde haya explotadores que dispongan hoy de centrales nucleares en servicio. Los resultados que obtengan, en cada unidad como en el conjunto de ellas, determinarán el desenlace de las tres líneas directrices expuestas al comenzar. Para influir sobre estos resultados, y por ende sobre el porvenir de la energía

nuclear, nos parece que la Convención Internacional de Seguridad debe ser en los diez años próximos una herramienta decisiva que cree más un deber de asistencia que un derecho de injerencia. Además Organismos internacionales como el OIEA y WANO nos parecen aptos para desempeñar una función útil en este esfuerzo de todos los explotadores nucleares solidarios para mejorar conjuntamente el nivel de seguridad de sus centrales, con una prioridad evidente para aquellas que parecen hoy más necesitadas.

Recurrir a la energía nuclear sigue siendo una opción abierta, incluso si para que se concrete se requieren dos condiciones: un acuerdo social y ser competitivos, asociando ingenieros con imaginación y administraciones inteligentes. Entre los nuevos proyectos de centrales, el proyecto EPR nos parece que es un modelo de cooperación entre los organismos franceses y alemanes; está abierto a otros miembros. El porvenir nuclear pasa sin duda por el EPR y por otros proyectos del mismo tipo, en competencia, pero considerados equivalentes desde el punto de vista de la seguridad por organismos reguladores nacionales que sabrán utilizar unas referencias comunes.

Conclusión general

Ahora que hemos llegado al final de esta obra en la que hemos intentado resumir una experiencia de cuarenta años dedicados a la seguridad nuclear, no vamos a retomar los numerosos mensajes que hemos lanzado a lo largo de los sucesivos capítulos, temiendo irritar al lector que hubiera tenido el mérito de leerlos con atención, ya que no hemos dudado en repetir varias veces aquellas de nuestras opiniones que nos han parecido las más importantes.

Sin embargo, hay un tema sobre el que quisiéramos volver, ya que no se ha mencionado en esta obra: se trata de la comparación de los riesgos nucleares con los de otros procedimientos de producción de electricidad. En varias ocasiones hemos escrito que el objetivo de la seguridad nuclear era garantizar que las centrales nucleares fueran al menos tan seguras como los otros tipos de centrales eléctricas. El lector puede, y con razón, preguntarse si se ha alcanzado este objetivo.

Se han dedicado numerosos estudios a la comparación de los riesgos específicos entre las diferentes formas de producción de electricidad. Sobre todo podemos referirnos al documento de síntesis del Coloquio de expertos de alto nivel reunidos por 11 organismos internacionales competentes (desde la OMS hasta el Organismo Internacional de la Energía) en Helsinki en mayo de 1991, sobre el tema «Electricidad y Medio Ambiente». Por

tanto las cifras existen. No las hemos dado y de todas maneras hubiera hecho falta incluir muchos comentarios para evitar que fueran interpretadas de forma demasiado simplista. Todas las comparaciones serias, que tienen en cuenta tanto datos procedentes de la experiencia como modelos más elaborados de evaluación preventiva, muestran que la energía nuclear, bien gestionada, es hoy en día el procedimiento más seguro para producir electricidad. Esta conclusión es válida para los riesgos en funcionamiento normal y sigue siéndolo cuando se añaden los riesgos correspondientes a las consecuencias de los accidentes graves. Es válida para los riesgos del público tanto como para los de los trabajadores, ya se limite a la central propiamente dicha o tenga en cuenta el conjunto de las instalaciones del ciclo y los transportes necesarios para la producción.

Los oponentes a la energía nuclear naturalmente rechazan estos resultados, pero en nuestra opinión sin argumentos válidos. Finalmente, se esfuerzan en rechazar todas las comparaciones en bloque, pretendiendo que los riesgos nucleares serían de naturaleza diferente a los demás riesgos, lo que quitaría toda significación a estos estudios. Esto no es cierto. Contrariamente a una opinión bastante extendida, los riesgos nucleares no difieren fundamentalmente de los otros riesgos industriales. Las radiaciones pueden causar cánceres, es verdad, pero éste es también el caso de numerosos productos químicos, y un accidente como Bhopal, que ha provocado más

de 2.000 víctimas inmediatas, ha provocado y continuará provocando numerosos «muertos diferidos», aunque en la prensa se hable menos de éstos que de los «muertos a plazo» de Chernobyl. Las catástrofes que esterilizan grandes extensiones de terreno durante muchos años se pueden producir fuera del campo nuclear: sin citar de nuevo la industria química, se podía ver en Italia las secuelas del desbordamiento de la presa de Longarone, años después del accidente. Los residuos no son específicos de la industria nuclear y existen compuestos tóxicos estables que no son menos temibles que nuestros productos radiactivos «de larga vida». Se podrían multiplicar los ejemplos.

¿Por qué no hemos considerado útil dedicar un capítulo especial a estas comparaciones de riesgos? No es por falta de confianza en los resultados; nosotros mismos hemos participado en estos trabajos e incluso hemos publicado resultados⁽¹⁾. Conocemos las incertidumbres que están asociadas a ellos; éstas no cambian las tendencias que de ellos se deducen. En cambio, estas comparaciones están siempre «fechadas» y pueden conducir a unas conclusiones injustificadas si se olvida que las técnicas pueden progresar en el campo de la seguridad y que efectivamente progresan; la combustión del carbón es un ejemplo típico de ello con las tecnologías nuevas del «carbón limpio». Al contrario, otras técnicas

pueden «descuidarse» porque gozan de una buena reputación de seguridad, pensemos en los transportes ferroviarios. Sobre todo no se debería dejar creer que el sector nuclear es «el mejor» y que por tanto no hay que preocuparse por la seguridad. Antes del accidente de TMI en 1979, conocimos un período «triumfalista» de la seguridad nuclear. En EE.UU. un alto cargo de una compañía eléctrica declaraba que hacer más por la seguridad de las centrales nucleares sería equivalente a instalar sobre la ciudad de San Diego una pantalla para protegerla contra las caídas de meteoritos. Claro está que en Francia no compartíamos esta confianza ciega; lamentado a veces su «prejuicio», los responsables del programa nuclear francés han dado siempre a la seguridad el lugar que le correspondía. Si bien es verdad que TMI ha venido a «prestarnos una ayuda importante» para hacer progresar los imperativos de seguridad. Queremos que hoy los responsables no caigan en la autosatisfacción y se apliquen siempre para corregir sus puntos débiles, prestando mucha atención a lo que se hace fuera.

Hay otro tema del que hablaremos. Se trata del beneficio que pueden sacar todas las actividades «de riesgo», sean o no de tipo industrial, de los métodos elaborados en seguridad nuclear. Nosotros mismos hemos sacado provecho de los contactos con los expertos en riesgos aeronáuticos o químicos, y sabemos que nuestra experiencia ha sido útil, por ejemplo, en materia de seguridad de los transportes y lo será sin duda en el almacenamiento de

1. Cf. por ejemplo «Reflexiones sobre la comparación de los riesgos nucleares y otros riesgos industriales». P. Tanguy. *Annales des Mines*, junio 1980.

los residuos. Mas allá de los enfoques muy estructurados que hemos intentado presentar en esta obra, pensamos que el aporte de la seguridad nuclear puede resumirse en dos ideas sencillas: una auténtica cultura de seguridad, que obligue a la autocrítica sobre sus formas de hacer y de pensar y una interrogante permanente sobre los peligros ignorados que podrían amenazar nuestra empresa, su personal y a terceros. Tal actitud se generaliza hoy en la industria, principalmente con la creación en las empresas, de los gestores de riesgos, con frecuencia bajo el apelativo americano de «risk managers». Hemos escrito que una buena seguridad es una condición previa para la continuación y el desarrollo nuclear. Creemos que se puede decir lo mismo en numerosos sectores, y que nos interesa a todos intercambiar nuestras ideas, nuestros modelos y nuestras experiencias.

En lo que se refiere a la seguridad nuclear y a su futuro, insistiremos una última vez sobre la interacción entre los actores que intervienen en el funcionamiento de la seguridad nuclear. El análisis del pasado identifica tres ejes determinantes:

- El eje «técnica-doctrina» —su motor principal ha sido el progreso de los conocimientos gracias a la investigación y a las lecciones aprendidas de la experiencia—. Sus principales impulsores han sido dos de los tres principales actores —explotador y experto— y en parte el regulador. Ha permitido alcanzar un nivel adecuado

y debe seguir siendo un punto importante: la seguridad es primero una cuestión de técnica.

- La componente «administrativa-política-público de los poderes públicos. En una democracia es normal que la opinión pública, directamente o a través de los grupos de presión que tienen influencia sobre ella, intervenga cada vez más en esta acción. Hoy en día, está claro que la aceptación del público es en todas partes una condición previa a toda autorización reglamentaria. Está igualmente claro que si las decisiones reguladoras se hubieran tomado solamente a la vista de los resultados de los sondeos de opinión, la seguridad no habría salido ganando.
- La «escena internacional»; Si se dejan a un lado los intercambios científicos que han existido siempre, esta componente desempeñaba un papel sin importancia al principio, lo que reflejaba la concepción de una soberanía puramente nacional en materia de seguridad nuclear. Desde entonces no ha dejado de adquirir importancia hasta la firma, en septiembre de 1994, de la Convención sobre la seguridad. La acción sobre los otros dos ejes tendrá en adelante que posicionarse con relación a la escena internacional, inclusive en el debate con los ciudadanos.

Hoy, cerca de diez años después de la catástrofe de Chernobyl, es de desear que se pueda hablar de nuevo razonablemente y sin pasión

de riesgos y de seguridad nucleares. Es necesario, ya que a las sociedades modernas se les plantean, con mayor claridad aún que antes, unos problemas esenciales a los que deben encontrar soluciones sin demora. La movilización de los recursos energéticos indispensables para asegurar un nivel de vida aceptable a una población cada vez más numerosa, mejorando a la vez su medio ambiente, parece exigir una contribución nuclear notable. Aquí es donde la puesta en práctica de los conceptos y de las prácticas de seguridad desarrolladas durante los últimos cincuenta años deben llegar a un resultado, manteniendo el espíritu de sus pioneros.

Un diseño seguro y probado, una calidad de construcción verificada, una explotación rigurosa realizada por personas bien formadas,

unos jefes comprometidos personalmente en la seguridad, unos organismos reguladores competentes disponiendo de un poder real y preocupados por problemas verdaderos, una cooperación internacional franca y eficaz y por último una total transparencia de las actividades de los unos y de los otros que devolverá al público la confianza que merece una tecnología desarrollada para su beneficio por hombres y mujeres responsables, he aquí las grandes orientaciones que deben establecerse en todos los campos y en todos los países que se han comprometido ya, o que se comprometerán mañana, en la utilización pacífica de la energía nuclear.

Apéndice: Historia de la seguridad nuclear en España (de 1958 a 1982)

Agustín Alonso Santos

Catedrático de Tecnología Nuclear y
Consejero del CSN



Historia de la seguridad nuclear en España (de 1958 a 1982)

1. Presentación

En sus aspectos más formales, la seguridad nuclear nace en España con el diseño, construcción y puesta en marcha del reactor JEN-1, que tuvo lugar en noviembre de 1958. Desde ese hito inicial, los responsables de la Dirección de la Junta de Energía Nuclear y del Ministerio de Industria se preocuparon por el establecimiento de las bases legales, jurídicas y materiales en las que soportar un *sistema de seguridad nuclear* aplicable tanto a las instalaciones propias, como a las promovidas por la iniciativa privada, que ya comenzaban a vislumbrarse.

La historia que se narra cubre el período comprendido entre la mencionada inauguración del reactor JEN-1 y la promulgación y puesta en acción de la Ley 15/1980, ambos hechos incluidos. Tal período, de *veinticuatro* años de duración, se ha dividido en *tres* grandes capítulos: *los primeros pasos, el desarrollo y la consolidación*. El primer capítulo cubre el período comprendido entre 1958, el inicio de la historia que se cuenta, y 1972, año de la puesta en marcha de la central nuclear de Vandellós I, la última de las centrales de la primera generación. El segundo capítulo describe el desarrollo de la seguridad nuclear entre los años 1972 a 1978, durante los cuales se autoriza el emplazamiento y la construcción de las centrales nucleares de la segunda

generación y comienzan los primeros movimientos antinucleares en España. El capítulo tercero cubre el período comprendido entre 1978 y 1982, fecha en que comienza a ser operativo el Consejo de Seguridad Nuclear creado por la Ley 15/1980, que también se glosa.

En esta época significativa de la historia de la seguridad nuclear en España, junto con la tecnología que se importa, se adquieren también los hábitos y costumbres del país de origen de los proyectos, en especial los EE.UU. Sin embargo, el país se abre también a otros países tales como Francia, el Reino Unido, Italia, Alemania y Canadá, así como a organizaciones tales como el *Organismo Internacional de Energía Atómica*, con el que se mantiene una estrecha relación en el campo de la seguridad nuclear, y con la *Agencia de Energía Nuclear* de la OCDE, cuyo *Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares* se ayuda a crear y al que se pertenece desde su fundación. Esta breve historia no puede contemplar estos desarrollos y actividades, aunque sí pone énfasis en el establecimiento de una metodología de actuación y en la creación de un grupo de expertos competentes, que todavía constituyen el núcleo principal de conocimientos y experiencia del actual *Consejo de Seguridad Nuclear*.

Además, el período que se analiza incluye todas las actividades realizadas en España en el área de evaluación de emplazamientos y concesión de autorizaciones de construcción

y la mayor parte de las autorizaciones de puesta en marcha de las centrales nucleares del país. De hecho, el Consejo de Seguridad Nuclear no ha tenido aún ocasión de informar solicitudes de emplazamiento o construcción. El período que se glosa incluye también los primeros años de explotación de las primeras centrales nucleares españolas, y pasa a través de un interesante período de transición y modificación de la normativa nuclear, que es reintroducida en nuestras instalaciones ya construidas. El famoso *Reactor Safety Study* originó largas sesiones de estudio y consideración por parte de los expertos de seguridad. El accidente en TMI-2, y todas sus consecuencias, fue también objeto de profunda consideración y análisis, tanto en sí mismo como en lo que representó para la explotación segura de las centrales nucleares españolas. En los apartados que siguen se analizan someramente las circunstancias que se mencionan.

2. Los primeros pasos

El comienzo del desarrollo de la industria nuclear de muchos países se debe, en gran medida, al entusiasmo ejercido por unas cuantas personas. En España, el personaje clave fue el Excmo. Sr. D. José María Otero de Navascués. En una memorable conferencia, con el título «Hacia una industria nuclear», pronunciada el día 22 de mayo de 1957 en el Salón de Actos de la Casa Sindical⁽¹⁾, dentro

de una de las primeras «Jornadas Nucleares» organizadas en el país, señaló como *objetivo primario* de la Junta de Energía Nuclear *...el desarrollo e implantación de una industria de energía nuclear para España... Cualquier otro trabajo de la Junta, añadió, ...debe considerarse secundario frente a este objetivo.*

Tal espíritu, mantenido a lo largo de los años, y transmitido con vehemencia a todos los miembros de la organización, y a los círculos científicos e industriales interesados, representa mejor que otra cosa el ambiente de esperanza que se vivía. El propio Otero de Navascués, y sus colaboradores más íntimos, exploraron con detalle tal posibilidad y encontraron *dos* dificultades esenciales, una de naturaleza económica, la otra relacionada con la seguridad. Desde el punto de vista económico, se dudaba que las exportaciones españolas fuesen capaces de cubrir la demanda de divisas necesarias para la importación de equipos nucleares a no ser que se desarrollase una industria nacional. Desde el lado de la seguridad, se reconocía la toxicidad de los inevitables productos radiactivos generados en la fisión y la necesidad de tomar *...todas las precauciones necesarias y todas las seguridades para que estos productos ... no puedan salir al exterior...⁽²⁾.*

La verdad es que algunos accidentes ocurridos en el desarrollo del Proyecto Manhattan, en especial la muerte heroica por efecto de la

1. La revista *Energía Nuclear* reprodujo el texto de esta conferencia en E. N., 1 (3): 14-44, (1957).

2. *Loc. cit.* pág. 33.

radiación del físico Louis Slotin, y el accidente de Windscale (10-12 octubre de 1957) en el Reino Unido, habían mostrado la cara amarga de los *riesgos nucleares* y la necesidad de garantizar la seguridad hasta los límites máximos posibles.

Esta ebullición de ideas lleva muy pronto a la creación, en el seno de la Secretaría General Técnica, de la que era titular D. Francisco Pascual Martínez, de un Grupo de Seguridad Nuclear, cuyo primer miembro es D. Fernando Saleta Sanabria a quien posteriormente se unen Agustín Alonso Santos y Antonio Sevilla Benito; estos últimos reciben una formación adecuada en un curso, de un año de duración, sobre «Análisis de riesgos nucleares», que a la sazón ofrecía la Escuela de Tecnología Nuclear del Laboratorio Nacional de Oak Ridge (EE.UU.) a través del programa «Átomos para la Paz».

Estos *primeros pasos* fueron completándose y consolidándose a lo largo de los años *sesenta* y primeros *setenta*, hasta culminar con la entrada en servicio de las *tres* centrales de la primera generación. Entre tanto, se habían cubierto hitos tan importantes como la creación de la *Comisión Asesora de Seguridad Nuclear* (CASN) del Centro Nacional de Energía Nuclear «Juan Vigón»; la promulgación de la Ley 25/1964 sobre energía nuclear, y algunos de sus reglamentos; se había establecido un procedimiento formal para controlar las actividades del creciente número de usuarios de isótopos, desde el punto de

vista de la seguridad nuclear y de la protección contra las radiaciones ionizantes, y se había completado el régimen de autorizaciones a las tres centrales de la primera generación. En los apartados que siguen se va discutiendo los aspectos anteriores.

2.1. La seguridad en el centro nacional de energía nuclear «Juan Vigón»

El reactor JEN-1 fue concebido, diseñado y fabricado por la compañía Internacional General Electric de los EE.UU. de hecho la compañía presumió durante muchos años de ser el JEN-1 su primera exportación nuclear si bien la participación nacional fue ya notable; la nave del reactor, edificios auxiliares y servicios fueron de diseño y ejecución totalmente españoles. El origen norteamericano recomendó someter la seguridad del reactor propuesto al llamado *Advisory Committee on Reactor Safeguards*, ACRS, del país exportador. Este Comité informó de tal forma que la Comisión de Energía Atómica de dicho país pudo afirmar que *...un reactor como el JEN-1 podía ser autorizado en los EE.UU. en circunstancias similares...* De hecho, se redactó un *estudio de seguridad* y se cuantificaron los riesgos asociados, de la misma forma que se hacía en el país de origen.

En la raíz de las tradiciones anglosajonas se encuentra una fácil tendencia a constituir comisiones asesoras, una de las más notables y transcendentales para la seguridad nuclear ha sido el *Advisory Committee on Reactor*

Safeguards, o ACRS, creado por la Comisión de la Energía Atómica de los EE.UU. en julio de 1953. La existencia de este Comité, y sobre todo su participación en la evaluación de la seguridad del JEN-1, fue el modelo para la creación de la *Comisión Asesora de Seguridad Nuclear*, CASN, del centro «Juan Vigón», cuya historia y actuaciones, que se estiman muy positivas, han quedado reflejadas formalmente en las Actas de sus reuniones, cuyo estudio y análisis podrá servir a los historiadores del futuro para analizar las actividades que se llevaron a cabo en el centro «Juan Vigón» y el nivel de seguridad con el que se ejecutaban.

La CASN, creada en 1958, continuó activa hasta más allá de la desaparición de la JEN. Su presidente más longevo fue el Dr. D. Ramón Ortiz Fornaguera, notable matemático y excelente ser humano; el resto de los miembros, *cuatro* al principio y hasta *diez* posteriormente, representaban distintas disciplinas y experiencias del propio Centro. La Secretaría estuvo asignada al Grupo de Seguridad Nuclear, siendo primero Salera Sanabria y posteriormente Alonso Santos, dos de los Secretarios que sirvieron durante más largo tiempo.

De entre las numerosas actuaciones de la CASN destacan los análisis efectuados con ocasión del proyecto, construcción y explotación del reactor CORAL, que fue además revisado, con resultado muy positivo, por una comisión internacional de expertos del

OIEA; destacan también los análisis de las modificaciones introducidas en el reactor JEN-1 para facilitar la experimentación, y del diseño, construcción y verificación del reactor JEN-2; en estos dos últimos casos la actuación de la CASN fue muy positiva, evitando que se cometiesen errores y sugiriendo la introducción de considerables mejoras en la seguridad de ambos reactores.

El momento más crítico de la historia de la CASN se originó como consecuencia del incidente en la instalación CIES, el día 7 de noviembre de 1970, en el que se vertieron al alcantarillado exterior unos 300 litros de aguas radiactivas a causa, como siempre ocurre, de una combinación desafortunada de averías técnicas y errores humanos. El incidente provocó un reanálisis profundo de la seguridad de todas las instalaciones nucleares y radiactivas del Centro, en la que también participó una Comisión de Expertos del OIEA.

2.2. La promulgación de la Ley 25/64 y sus reglamentos

Después de inaugurado el reactor JEN-1, la Junta de Energía Nuclear dio por concluida lo que llamó la *primera fase* de su historia y comenzó una *segunda época* en la que aspiraba a:

«...construir una central nuclear prototipo que inicie la participación de la industria nacional en la fabricación de equipo para centrales nucleares y permita la prueba de elementos combustibles producidos en nuestro país...»³.

3. Editorial de E. N., 3 (9), (1959).

La experiencia demostró más tarde la imposibilidad de este sueño, pero sí se realizó un esfuerzo considerable en la búsqueda del emplazamiento para el prototipo DON, y en el correspondiente diseño, realizado en colaboración con Atomic International de los EE.UU, en el que se puso un gran empeño desde el punto de vista de la seguridad. Incluso se llevó a cabo algún esfuerzo en el desarrollo de componentes y sistemas y en el comportamiento químico del líquido orgánico a utilizar como refrigerante.

Pero el deseo de la JEN de normalizar las centrales nucleares a construir en España, que tanto éxito ha tenido en Francia, chocó con la opinión de los gestores de las compañías eléctricas del país, no acostumbrados a tal uniformidad. El mismo año 1959, D. Manuel Cortines, Vicepresidente y Consejero Delegado de Nuclenor pronunciaba una conferencia en la Escuela de Ingenieros de Bilbao⁽⁴⁾ sobre la «Incorporación de la energía atómica al sistema eléctrico español», en la que hacía referencia a la oportunidad de introducir la *energía atómica* en España. Más tarde, el propio Cortines pronunció una nueva conferencia, el día 1 de febrero de 1960, en la Casa Sindical, bajo el título «Examen crítico de una iniciativa nuclear española», que también fue reproducida por *Energía Nuclear*⁽⁵⁾, en la que defendía el futuro emplazamiento de Santa María de Garoña, y la

introducción en España de «...sistemas nucleares tipo inglés o norteamericano ...»; por tanto, lejos de los ideales de normalización de la JEN, que se mantuvieron a ultranza. La postura de CENUSA, el otro gran consorcio de compañías eléctricas con intereses nucleares, era en este sentido muy similar al de Nuclenor.

El reactor JEN-1, tal vez por su propia naturaleza y limitaciones, no sirvió de gran cosa como fuente de experimentos de naturaleza física y prueba de materiales, pero sí fue un gran productor de isótopos radiactivos, cuya utilización promovió considerablemente la Dirección de Química e Isótopos, bajo la dirección de D. Ricardo Fernández Cellini. Por tanto, era obvio que la preocupación por la seguridad interna, en manos de la CASN, tenía que ser formalmente ampliada a los usuarios externos, entre los que comenzaban a aparecer numerosos incidentes, generalmente relacionados con la pérdida de fuentes radiactivas, o episodios de radiación con efectos somáticos evidentes.

Entre tanto, D. Alfonso de los Santos Lasúrtegui, asesor jurídico de la JEN, publica con profusión artículos jurídicos en *Energía Nuclear* y comienza una labor de enseñanza muy fructífera en la propia Facultad de Derecho de la Universidad Complutense, preparando así el terreno para la promulgación de la Ley 25/1964 sobre energía nuclear. De entre las numerosas publicaciones del Dr. de los Santos Lasúrtegui destacan sus artículos sobre

4. El texto de esta Conferencia fue reproducido en E. N., 3 (9): 27-37, (1959).

5. E. N., 4 (13): 77-88, (1960).

responsabilidad civil y, muy en especial, un análisis comparado sobre «la legislación nacional y extranjera en relación con el régimen especial de combustibles e instalaciones nucleares y con la utilización de los isótopos y control de seguridad»⁽⁶⁾, que refleja los esfuerzos que se estaban haciendo en la preparación de la Ley nuclear 25/1964.

En Sesión Plenaria de las Cortes Españolas, celebrada el día 23 de abril de 1964, se aprobó por unanimidad la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear a propuesta del Gobierno e inspirada por la propia JEN. Energía Nuclear glosó esta Ley en su editorial del núm. 30⁽⁷⁾ y reprodujo el discurso que pronunció en aquella ocasión el Sr. Ministro de Industria⁽⁸⁾. En su discurso, el Ministro hace referencia a:

«...una de las características indeclinables de los fenómenos nucleares: la presencia de radiaciones ionizantes de efectos nocivos sobre la materia viva si no se adoptan las necesarias precauciones...»,

para añadir más adelante:

«...urge contar con el instrumento legal que permita reducir el riesgo en la medida de lo posible...».

En su conjunto, la Ley 25/1964 sobre energía nuclear es un texto muy satisfactorio en lo que corresponde al establecimiento y definición de los principios básicos de seguridad

nuclear y protección radiológica, pero no resuelve un problema sustancial, que se ha mantenido en La Ley 15/1980 por la que se crea el Consejo de Seguridad Nuclear: *la definición de la autoridad administrativa*. Es obvio que en la época de la promulgación de la Ley la JEN era la gran institución nuclear del país, que además dependía de la Presidencia del Gobierno, donde se concentraba la mayor parte del conocimiento nuclear; sin embargo, el Ministerio de Industria no podía renunciar, ni lo hace ahora, a su autoridad tradicional de autorizar formalmente las actividades industriales del país. Aunque la JEN aportó el trabajo básico que dio lugar a la Ley 25/1964, el texto final lo preparó una Comisión encuadrada en el seno del Ministerio de Industria, quien al final mantuvo que *la autoridad* para la concesión de autorizaciones residía en el Ministerio de Industria, reconociendo a la JEN como organismo asesor en materia de protección radiológica y seguridad nuclear, con carácter preceptivo. La Editorial citada se queja de esta situación cuando afirma

«...el establecimiento de estas medidas de seguridad, si se desea que sean efectivas, ha de ser realizado con un criterio único, y así lo ha comprendido el Gobierno, que al contar con la JEN como organismo especializado, le encarga estas misiones aunque, como es lógico, se prevean colaboraciones de otros organismos que por sus misiones específicas, deban intervenir en las mismas...».

En realidad, el Ministerio de Industria se reserva todas las funciones de autorización de actividades y sólo está obligado a contar con

6. E. N., 7 (25): 61-71, (1963).

7. Editorial de E. N., 8 (30), (1964).

8. *Loc. cit.* pp. 4-9.

el informe preceptivo de la JEN, que no era vinculante. Asigna también misiones concretas a las Delegaciones Provinciales del Ministerio de Industria en el campo de la evaluación e inspección de las instalaciones.

La propia Ley prevé la elaboración de los correspondientes *Reglamentos de aplicación*. De entre los temas que resultaba imprescindible desarrollar se identificaron los relativos a: responsabilidad civil por daños a terceros, régimen de autorización e inspección de las instalaciones, protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes, transporte de materiales radiactivos y sustancias radiactivas y gestión de los residuos radiactivos. La propia Ley daba un año de plazo para la redacción de tales reglamentos.

La JEN debió quedar desilusionada con el texto final de la Ley; su autoridad en el régimen de autorizaciones quedaba relegada a un segundo término y estaba comenzando a ceder en sus ideas de normalización, proyecto DON y desarrollo de una industria nuclear autóctona. El caso es que, ya fuera por desilusión, ya por tener una vocación más científica, la JEN no cumplió el mandato recibido. El reglamento relativo a la responsabilidad civil fue preparado a tiempo en el seno del Ministerio de Hacienda, pero los otros, específicamente nucleares, fueron considerablemente diferidos. El *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, considerado esencial, no fue aprobado hasta el año 1972 y aún así a iniciativa de D. Joaquín Ortega

Costa, del Ministerio de Industria y Energía, y de las propias empresas eléctricas, con la pasividad de la Secretaría General Técnica de la JEN. El *Reglamento de Protección Sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, también previsto en la Ley, no ha visto la luz hasta el año 1986, habiéndose funcionado hasta entonces en base a unas incompletas Ordenes de la Presidencia del Gobierno del año 1959.

Tal situación ha de considerarse muy insatisfactoria, y una de las grandes lagunas de la JEN; la promulgación temprana de los Reglamentos hubiese permitido el desarrollo de Ordenes Ministeriales más concretas y con ello la creación de una *pirámide normativa* más satisfactoria y completa, que hubiese impedido la legislación caso a caso, que se ha venido siguiendo desde entonces. Además, se constata que esta situación perdura a pesar de la creación, en el año 1980, del Consejo de Seguridad Nuclear.

Otro problema significativo, aún no resuelto, surge del propio *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, que fue concebido para tratar las centrales nucleares y sólo después adaptado también a las instalaciones radiactivas, pero sin realizar un trabajo detallado de adaptación, lo que hace su aplicación muy difícil en muchas circunstancias. Es difícilmente admisible que dicho documento no se haya revisado oficialmente en más de veinte años.

2.3. Los usuarios de isótopos y las instalaciones radiactivas

En el número extraordinario que dedicó la revista *Energía Nuclear*⁽⁹⁾ a celebrar el primer quinquenio del funcionamiento del reactor JEN-1 quedó bien claro que la producción de isótopos había sido la principal actividad; de hecho la Editorial de la revista anunciaba planes para cubrir el 80% de las necesidades nacionales en isótopos. La publicación por parte de la Dirección de Química de la JEN de *Catálogos de isótopos radiactivos y estables y de compuestos marcados* y la celebración de *Cursos sobre Aplicaciones industriales de los isótopos radiactivos*, en época tan temprana, contribuyeron de forma decisiva al fomento de las aplicaciones de los isótopos en España. Los nombres de químicos tan notables como Felipe de la Cruz Castillo, Germán Domínguez Rodríguez, Miguel Barrachina Gómez o Antonio Travesí Jiménez, entre otros muchos, ya han quedado unidos a este magnífico desarrollo.

Como cabía esperar, las cuestiones relacionadas con la seguridad y la protección contra las radiaciones en las instalaciones de producción y utilización de isótopos no podían quedar sin atención. De hecho, los esfuerzos de la Sección de Isótopos, en los que hay que incluir pioneros tan notables como J. M. Gamboa Lasarte y Manuel del Val Cob, y de la división de Medicina y Protección, dirigida por

personajes tan ilustres y humanos como Eduardo Ramos y Emilio Iranzo, habían creado un cuerpo legislativo básico, fundamentalmente a través de Ordenes de la Presidencia del Gobierno, de quien entonces dependía la JEN, y un reglamento interno muy concreto y bien desarrollado⁽¹⁰⁾; de este cuerpo legislativo destacan la Orden del 22 de diciembre de 1959 (BOE núm. 310 del 28/12/59, núm. 28 del 02/02/60 y núm. 177 del 25/07/62) sobre *Protección radiológica contra las radiaciones*, la Orden de 29 de mayo de 1961 (BOE núm. 131 del 02/06/61) sobre *Utilización, tenencia y adquisición de isótopos radiactivos*, que concedía a la JEN autoridad para la concesión de autorizaciones de instalaciones y de usuarios, siguiendo a tal fin procesos formales muy bien establecidos y detallados. A finales de 1963 ya se habían autorizado 89 instalaciones y 130 usuarios. Teresa San Segundo, como fruto de su experiencia en la evaluación de la seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas, dentro del Departamento de Seguridad Nuclear, ha dejado constancia⁽¹¹⁾ de la evolución del número de explotadores registrados, que se multiplicó por más de 3 en la década de los 70, llegando a 1050 en 1981, con un inventario global de 1,5 Gigacurios.

Cuando se promulgó la Ley 25/1964 sobre energía nuclear, circunstancia ya glosada en

9. Editorial de E. N., 7 (28), (1963).

10. Estos aspectos han sido muy bien glosados en E. N., 8 (29): 45-87, (1964).

11. T. SAN SEGUNDO, «Consideraciones en torno a las aplicaciones pacíficas de la radiactividad». E. N., 26 (138): 285-302, (1982).

el apartado anterior, no se reconoció la solidez del procedimiento ya en marcha, que fue sustituido por una autorización del Ministerio de Industria con el informe preceptivo de la JEN. Internamente se decidió que tal informe debería ser preparado por el Grupo de Seguridad Nuclear, que encabezaba Agustín Alonso Santos, dependiente de la Secretaría General Técnica, a dicho Grupo también se encomendó la inspección de las instalaciones. La JEN conservó el derecho pleno de concesión de títulos de Supervisor y Operador de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, que se encomendó a un Tribunal, presidido por el Secretario General Técnico, en el que participaban como vocales representantes de la Sección de Isótopos, del Instituto de Estudios Nucleares y del Titular, mientras que la citada Sección de Seguridad Nuclear realizaba las labores de Secretaría del Tribunal. En el desempeño de esta importante misión destacó el trabajo, siempre preciso, de Mariano Brincones Calvo y posteriormente de Pilar Villajos.

Las misiones encomendadas a la Sección de Seguridad Nuclear, junto con los trabajos relacionados con la CASN, y las solicitudes, ya formuladas, relativas a las centrales nucleares, obligaron a un crecimiento espectacular de este Grupo, fundamentalmente a costa de los grupos de investigación y desarrollo de la propia Institución, ya que la misión encomendada requería personas expertas. De esta forma, pasaron a formar parte de dicha Sección personas tan notables como Pedro Trueba

Bellido, quien organizó las tareas de la evaluación; Luis Alvarez de Buergo quien se responsabilizó de las cuestiones de inspección y Manuel Perelló Palop, quien destacó en el desarrollo de la normativa técnica.

Posteriormente se trasladaron otras personas procedentes de la Sección de Isótopos, como Isaac Esparraguera Martínez; y de Geología y Minería, como Antonio de Acha Aracama, que fue responsable de la evaluación de los emplazamientos nucleares. Algo más tarde, poco después de finalizar el período que se glosa, se incorporaron otras personas, entre las que cabe mencionar Luis Santomá Juncadella, procedente de Geología y Minería, quién jugó un papel significativo en la garantía de calidad, y Pilar Villajos, de la Dirección de Química, quien ha jugado un papel muy significativo en la Secretaría de los sucesivos Tribunales de Licencia; también se incorporaron personas de la División de Materiales, como M^a Teresa San Segundo, quien continuó la labor normativa de Manuel Perelló, y Rodrigo Vilaseca, especialista en las instalaciones del ciclo de combustible. También se trasladaron otros muchos profesionales y administrativos, todos igualmente valiosos, cuyos nombres no es posible mencionar en esta breve historia.

También entraron en la Sección de Seguridad personas externas, destacando José Luis Santamaría Calderón, quien contribuyó a la introducción de las nacientes ideas sobre garantía de calidad, y Mariano Brincones

Calvo, quien se hizo famoso por su meticulosidad en la caracterización de las instalaciones radiactivas y los usuarios de isótopos. A finales de 1972 la Sección de Seguridad Nuclear se había convertido en División, con un total de *quince* miembros.

En el campo de la evaluación e inspección de las instalaciones radiactivas se crearon procedimientos bien establecidos, en forma de guías y documentos internos, y se formó un cuerpo de inspectores, sobresaliendo José Antonio de la Cerda, quién contribuyó, de forma significativa, junto con su pequeño equipo de colaboradores, a la operación segura de tales instalaciones.

2.4. Los reactores de investigación y las centrales de la primera generación

En el año 1956 entró en funcionamiento el primer reactor del tipo ARGONAUT (Argonne's Nuclear Assembly University Training) en la Escuela Internacional de Ciencia y Tecnología del Laboratorio Nacional de Argonne, a la que acudieron estudiantes de todo el mundo, no pocos españoles. Los reactores tipo ARGONAUT habían sido concebidos como instrumentos básicos de enseñanza en la nueva tecnología nuclear. La construcción y puesta en marcha del reactor JEN-1, junto con la euforia por lo nuclear que reinaba en el país, animó a las Escuelas Técnicas Superiores de Ingenieros Industriales de Barcelona y de Bilbao a pedir a la JEN en 1959 el suministro de un reactor de tal

tipo. La Escuela de Madrid también construyó un edificio provisto de una nave en la que albergar un reactor nuclear de mayor potencia, pero tuvo que conformarse con un conjunto subcrítico. La JEN suministró el reactor ARGOS (Barcelona) y ARBI (Bilbao) en 1961; que fueron construidos en el Centro de Energía Nuclear «Juan Vigón» en base al diseño original suministrado por el Laboratorio Nacional de Argonne. La historia de este proyecto ha sido descrita en un número extraordinario de Energía Nuclear⁽¹²⁾.

Se prestó la necesaria atención a los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica de acuerdo con los criterios del diseño original, si bien no se siguió el procedimiento de autorización que se requirió más tarde. No obstante, el recientemente creado Grupo de Seguridad Nuclear tuvo la misión de supervisar el montaje y el programa de pruebas prenucleares y nucleares previas a la entrega oficial a sus titulares. Esta misión, realizada por F. Saleta (ARBI) y A. Alonso (ARGOS) constituyen las primeras inspecciones que se realizaron fuera del Centro de Energía Nuclear «Juan Vigón».

Cuando se promulgó la Ley 25/1964 sobre energía nuclear, Unión Eléctrica Madrileña ya había solicitado del Ministerio de Industria autorización para la instalación de una central nuclear en el término municipal de Zorita de los Canes (Guadalajara), equipada

12. E. N., 6 (21): 1-122, (1962).

con un reactor de agua en ebullición con una potencia eléctrica de *sesenta mil* kilowatios. Es preciso reconocer en esta petición el entusiasmo del ilustre ingeniero español D. Jaime McVeigh Alfós y la confianza que en él puso D. José Cabrera. El Ministerio de Industria concede por Orden del 27 de marzo de 1963 (BOE núm. 80 del 03/04/63) una *autorización provisional* y requiere de la empresa la presentación de un proyecto más detallado y el establecimiento de un convenio de investigación y desarrollo con la Junta de Energía Nuclear. También Nuclenor se había adelantado a la Ley y había solicitado una autorización para la construcción de una central nuclear, cuyo tamaño y tipo no se especificaban, en Santa María de Garoña (Burgos). D. Manuel Cortines es el ilustre promotor de esta idea. Como en el caso anterior, el Ministerio concedió una autorización provisional por Orden del 8 de agosto de 1963 (BOE núm. 197 del 17/08/63) en términos parecidos.

En los primeros años *sesenta* no era evidente la superioridad de los reactores de agua ligera. Los reactores de grafito-gas tenían en aquella época un gran atractivo; en primer lugar, se había acumulado mucha experiencia en el diseño y construcción de tales instalaciones en el Reino Unido y en Francia; en segundo lugar, la utilización de uranio natural tenía en la época un atractivo considerable. Japón e Italia habían importado del Reino Unido centrales con reactor de grafito-gas, mientras que Francia, el otro gran creador de las centrales de tal tipo, no había

conseguido exportar ni una sola. La creación de Hifrensa y la razón de ser de Vandellós I se ha de encontrar en el deseo francés de ser nación exportadora de tecnología nuclear.

La selección del emplazamiento, que se buscó a lo largo de la costa catalana, desde el cabo de Creus hasta el delta del Ebro, se realizó en colaboración con los expertos de seguridad de la propia JEN, recayendo finalmente la decisión en el emplazamiento de Vandellós. Es curioso reseñar que se utilizaron los criterios del Reino Unido, considerados más elaborados que los franceses, en lo que se refería a la densidad de población admisible entorno a la futura central. La petición de la autorización previa se formuló y concedió de acuerdo con la nueva Ley 25/1964 y, a falta del Reglamento de Instalaciones, se introdujo por vez primera un conjunto de *límites y condiciones*, en esencia una manera de regular caso a caso, que ha sido, y aún sigue siendo, una característica muy singular de la aplicación de la seguridad nuclear en España. La autorización, que se llama *de principio*, incluye ocho cláusulas, de entre las que se desea destacar una, por su vigencia actual. La condición 3ª exigía: *El conjunto arquitectónico de la central y sus edificios complementarios estarán en armonía con el paisaje del emplazamiento y el área de exclusión que la rodea tendrá un perímetro ajardinado*. Esta consideración ecológica no volvió a repetirse y se dice que fue una sugerencia del Sr. Ministro de Información y Turismo del momento, D. Manuel

Fraga Iribarne, preocupado por el desarrollo turístico de la costa catalana.

Las autorizaciones de construcción de las tres centrales de la primera generación se conceden después de la promulgación de la Ley 25/1964. Por Orden del 24 de junio de 1964 (BOE del 26/06/1964) se autoriza a Unión Eléctrica Madrileña la construcción de una central nuclear en Guadalajara. Por Resolución del 18 de mayo de 1966 (BOE núm. 118 del 18/05/66) se concede a Nuclenor la construcción en Santa María de Garoña de una central nuclear de 460 megawatios eléctricos alimentada con un reactor de agua en ebullición de diseño General Electric.

Se hace notar que ambas autorizaciones de construcción se conceden antes de la promulgación del *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, lo que obliga a establecer cláusulas en el condicionado anexo a la autorización, que de otra forma no hubiesen sido necesarias. Entre otros aspectos se conceden explícitamente derechos de inspección tanto a las Delegaciones Provinciales del Ministerio de Industria como a la propia Junta de Energía Nuclear. Por otro lado, se faculta a la Dirección General de la Energía a la creación de un *Comité de Coordinación*, constituido por un representante de la propia Dirección General, otro de la Junta de Energía Nuclear y otro de la Dirección General de Industrias Siderometalúrgicas, encargado de *...la aplicación de la resolución y de velar por el cumplimiento de las condiciones impuestas...* En

Resoluciones posteriores a la de Zorita se incluye también oficialmente en el Comité de Coordinación un representante del Titular de la autorización. La creación de los Comités de Coordinación se debe a la iniciativa de D. Joaquín Ortega Costa, alto funcionario del Ministerio de Industria y Catedrático de Tecnología Nuclear. Aunque su funcionamiento fue muy positivo y su eficacia resultó muy satisfactoria, tales Comités constituyen en realidad una anomalía en la práctica de la seguridad, por poder poner en tela de juicio la responsabilidad e independencia de las instituciones. El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas instituye formalmente este Órgano, al que añade un representante del Ayuntamiento o Ayuntamientos afectados.

La autorización de construcción de la central nuclear de Vandellós I se concede por Resolución de la Dirección General de la Energía del 23 de julio de 1968 e incluye, por vez primera, un *Condicionado sobre Seguridad Nuclear*, que es parte del informe preceptivo de la Junta de Energía Nuclear y que, en este caso, se preocupa en especial de la documentación a presentar en las etapas sucesivas, que ya se iban definiendo como fruto de los esfuerzos realizados en la redacción de los textos previos del reglamento de instalaciones. De haber ya existido el *Reglamento sobre instalaciones* tal condicionado habría resultado innecesario.

No es posible describir aquí el esfuerzo realizado por la Sección de Seguridad Nuclear

de la JEN en su función de evaluar, inspeccionar y controlar la seguridad de los tres proyectos, casi simultáneos y basados en tecnologías diferentes; si cabe destacar la experiencia ganada por todos los miembros de la Sección, tanto desde el punto de vista técnico como legal. Además, sobre ellos recayó el establecimiento de un método para vigilar y comprobar la preparación y nivel de conocimientos de los futuros operadores. El análisis de los protocolos de las pruebas prenucleares y nucleares y, sobre todo, de los resultados obtenidos obligó a la profundización en temas tecnológicos muy diversos y a la creación de un agudo sentido de la responsabilidad.

3. La fase de desarrollo

La *fase de desarrollo* del Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN abarca desde 1972, año en el que entra en funcionamiento la central nuclear de Vandellós I, la última de las centrales de la primera generación, y 1978, cuando se concede el permiso de construcción de la central nuclear de Almaraz I, la primera de las centrales de la segunda generación.

Este período de tiempo se caracteriza por la existencia de una gran euforia, tanto por parte de la administración como de las compañías eléctricas, sobre las posibilidades de la energía nuclear. Esta euforia llevó a unir en un sólo paquete el pedido de las centrales nucleares de Almaraz, Lemoniz y Ascó, que fueron asignadas a Westinghouse. La central nuclear de Cofrentes, asignada posteriormente

a General Electric, se apartó de dicho proceso de selección conjunto. Aparte de lo anterior, a la vista del positivo ambiente que reinaba en el Ministerio de Industria, las empresas eléctricas no creían suficientes las centrales de las dos generaciones anteriores y se embarcan en la creación de un banco de emplazamientos autorizados, cuyo estudio constituye una fracción significativa del trabajo del Servicio de Seguridad de la JEN, durante este período, y la adquisición de una experiencia que no ha tenido parangón posteriormente.

Las autorizaciones de construcción de las centrales de la segunda generación, y la consiguiente labor de inspección, se llevan también una segunda parte significativa de los trabajos del Servicio de Seguridad Nuclear. La falta en el país de una *pirámide normativa* satisfactoria y completa obliga a practicar la legislación caso a caso y a la introducción del concepto de *central de referencia*, que llegó a tener repercusión internacional.

La época que se glosa coincide también con el nacimiento, en las industrias aeroespacial y nuclear, de diversos conceptos progresivos relacionados con la *calidad*: del producto, del diseño, de la fabricación y de la gestión, que se desarrollan y aplican con éxito por el Servicio de Seguridad de la JEN y que ayudan a modernizar las actividades industriales españolas: de ingeniería, fabricación, montaje y servicios. En el año 1975 se publica el famoso *Reactor Safety Study*, o informe Rasmussen,

en el que se introduce la metodología probabilista para cuantificar la seguridad; sin embargo, el estudio no tiene en el período que se glosa mucho impacto en España, salvo la atención prestada a su carácter innovador. Consuelo Pérez del Moral, Pedro Trueba Bellido y Agustín Alonso Santos participaron en una memorable reunión, celebrada en el seno de la UNESCO en París, en la que los responsables del Proyecto, Prof. N. Rasmussen y el Dr. J. Levine, presentaron el estudio realizado a los expertos europeos.

Finalmente, al final de la época que se reseña, aparecen los primeros movimientos antinucleares; al principio afectan a algunos emplazamientos previstos para la tercera generación, pero más tarde tienen repercusiones muy negativas en las centrales en construcción, en especial Lemoniz, que no llega a entrar en funcionamiento.

Por todo lo anterior, el capítulo que se presenta contiene apartados relativos a la selección de emplazamientos, la evolución de los condicionados de las *autorizaciones de construcción de centrales nucleares*, la *normativa* y la *garantía de calidad* y los primeros *movimientos antinucleares*.

3.1. La selección de emplazamientos para centrales nucleares. El estudio de la capacidad del río Ebro

Como respuesta al optimismo nuclear de la época, el Plan Eléctrico Nacional de 1970 revisado, prevé un programa nuclear de 22 GWe

instalados en 1983, lo que supone la construcción de 22 a 24 unidades nucleares, que exige el establecimiento de un programa de búsqueda, selección y evaluación de emplazamientos, que lógicamente adquiere gran importancia relativa, al ser los sistemas tecnológicos importados y el abastecimiento de combustible menos urgente. Un editorial de *Energía Nuclear* de la época reconoce la importancia legal del problema y concluye que es necesario el establecimiento de

«... las guías que permitan aplicar los criterios de seguridad nuclear para localizar posibles emplazamientos a lo largo de los ríos y costas españolas ...».

La creación de un *banco de emplazamientos para centrales nucleares* constituyó una actividad principal de las organizaciones empresariales durante la década de los años *setenta*. Se trataba de una actitud lógica, ya que la búsqueda y selección de emplazamientos constituía la actividad más genuina, casi la única a realizar en esta fase por las empresas eléctricas españolas. El suministro del combustible, se pensaba, era una misión específica de la Junta de Energía Nuclear y los equipos técnicos serían elegidos de entre las ofertas del extranjero. Esta mayor importancia relativa de los emplazamientos tiene su reflejo en las jornadas que el Forum Atómico Español celebró en Madrid, el 8 y 9 de mayo de 1972, bajo el título «Emplazamientos de las centrales nucleares».

La evaluación preceptiva de los emplazamientos se ve entorpecida al no disponer de un

texto consolidado del *Reglamento sobre Instalaciones*; por consiguiente no se puede aplicar un proceso sistemático de evaluación, ni tampoco existe un procedimiento normado de solicitud. Para remediar la primera situación, A. Alonso publica en *Energía Nuclear*⁽¹³⁾ una versión detallada del procedimiento utilizado en los EE.UU, bien desarrollado en el famoso documento TID-14844 escrito en 1962 por J. DiNunno y colaboradores, de la US AEC. J. DiNunno había sido representante de dicha organización para los países del Oeste de Europa, con sede en París, y como tal había ayudado a la JEN en sus controversias con Westinghouse durante la construcción y puesta en marcha de la central José Cabrera.

Posteriormente, con el Reglamento de Instalaciones ya publicado, la industria eléctrica formula multitud de *solicitudes previas* que van apareciendo en el Noticiero de Energía Nuclear⁽¹⁴⁾. Posteriormente, A. de Acha resume la situación y contabiliza un total de *veinticuatro* emplazamientos solicitados entre 1963 (José Cabrera y Sta. María de Garoña) y 1975 El Páramo (León) y el Bajo Cinca (Huesca), de las que sólo recibieron autorización

previa *once* emplazamientos, de los que *cuatro* no se completaron (Lemoniz, Sayago, Valdecaballeros y Regodola) reduciendo a *siete* el número actual de emplazamientos utilizados (Zorita, Garoña, Vandellós, Almaraz, Ascó, Cofrentes y Trillo).

Sin embargo, la mayoría de los emplazamientos solicitados fueron evaluados de forma completa; a fin de realizar tal tarea se creó un Grupo de Evaluación de Emplazamientos, dirigido por Antonio de Acha Aracama, dentro del Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN. La experiencia adquirida por dicho Grupo quedó reflejada en los numerosos informes emitidos y resumida en un documentado artículo de A. de Acha en *Energía Nuclear*⁽¹⁵⁾. Desde un principio se reconoció la importancia de los parámetros sísmicos del emplazamiento en el diseño seguro de las instalaciones. En este sentido, se dio mucha importancia al análisis de estos aspectos en cada emplazamiento. Se entró en contacto con el Departamento Sísmico del Instituto Geográfico Nacional, especialmente con el Dr. López Arroyo y se contrataron los servicios de expertos. El propio Dr. de Acha Aracama prestó mucha atención a estos aspectos y propuso⁽¹⁶⁾ la realización de un *mapa sismotectónico* de la península, sobre el que ha insistido repetidamente.

13. A. ALONSO, «El criterio de seguridad en la evaluación de emplazamientos para centrales nucleares. Método seguido en los EE.UU.». E. N., 15 (72): 276-82, (1971).

14. Ver E. N., 17 (83): 246, (1973), sobre SANTILLÁN; E. N., 17 (86): 460, (1973) sobre OGUELLA, SAYAGO y REGODOLA; E. N., 18 (89): 198, (1974) sobre L'Atmella de Mar. Ver también E. N., 18 (91): 355-7, (1974), donde se resume la situación a 31/12/74, con 3 unidades en explotación; 7 unidades contratadas o en construcción y 25 unidades en 15 emplazamientos en fase de autorización previa.

15. A. de ACHA, «Evaluación del emplazamiento de una central nuclear desde el punto de vista de la seguridad nuclear». E. N., 22 (116): 393-410, (1978).

16. A. de ACHA, «El proyecto del mapa sismotectónico de la Península Ibérica para la selección y evaluación de emplazamientos nucleares». E. N., 26 (140): 395-401, (1982).

Las empresas eléctricas españolas eligieron con preferencia la cuenca del río Ebro para emplazar sus futuras centrales nucleares, a las *tres* unidades activas en dicha cuenca (Sta. María de Garoña y Ascó I y II) había que añadir los emplazamientos de Vergara (Navarra) con varias unidades; Aragón y Escatrón (Zaragoza), también con varias unidades, y Chalamera-Bajo Cinca (Huesca). Esta concentración de unidades aconsejó el estudio de la capacidad nuclear de la cuenca del río Ebro en su conjunto, que fue realizada con el asesoramiento de una compañía especializada de los EE.UU; se concluyó que el elemento limitativo era el impacto químico más que el radiológico⁽¹⁷⁾.

Es interesante reflexionar sobre la situación de los emplazamientos nucleares españoles desde la atalaya actual. Muchos de los 24 emplazamientos solicitados fueron investigados en profundidad y se realizaron inversiones que se pueden estimar significativas en su conjunto. El esfuerzo de evaluación realizado por la JEN, tanto individualmente como en el estudio global sobre la capacidad del río Ebro, equivale probablemente a *un par de centenares* de hombres x año con el resultado de *siete* emplazamientos utilizados y una experiencia perdida. No existe un banco de emplazamientos autorizados y el Consejo de Seguridad Nuclear no ha podido adquirir experiencia en este tipo de evaluaciones, salvo

perfeccionar el conocimiento de los emplazamientos utilizados, lo que equivale a tener que *volver a empezar* en el caso de que se levante la moratoria actual sobre la construcción de nuevas centrales nucleares.

3.2. Las autorizaciones de construcción de las centrales nucleares de la primera generación. La evolución de los condicionados

Durante el período que se glosa se concedieron las autorizaciones de construcción a las centrales nucleares que se indican en la tabla 3.2.1 y que constituyen la llamada *segunda generación*. Los procesos legales se ajustaron a los requisitos establecidos en el *Reglamento de Instalaciones*; sin embargo, los condicionados anexos a las autorizaciones crecieron en amplitud y especificidad con la fecha de la autorización como fruto de la experiencia que se iba adquiriendo. Se observa una gran actividad en este sentido a lo largo de los años 73 a 75.

Para poder realizar tal esfuerzo, así como las labores de inspección consiguientes, y las crecientes tareas de evaluación e inspección de las instalaciones radiactivas y transporte de sustancias nucleares y radiactivas, la Junta de Energía Nuclear potenció la ya creada Sección de Seguridad Nuclear, que entre 1968 y 1975 pasó a ser, desde el punto de vista administrativo, desde un Grupo (la unidad más pequeña) hasta un Departamento (la unidad de mayor categoría administrativa). Igualmente, entre 1968 y 1972 el número

17. Anónimo, «A Study of the Nuclear Power Capacity of the Ebro River Basin. Prepared for JEN». NUS-1993, (1975).

de técnicos superiores experimentó un aumento relativo del 150 por 100 y de un 300 por 100 desde el año 1972 hasta el año 1978. Al final del período de referencia, 1978, el número total de técnicos superiores se elevaba a cuarenta y cuatro. Este crecimiento espectacular se propicia con la contratación de un grupo de jóvenes ingenieros industriales y licenciados, que hoy día ocupan puestos relevantes en el Consejo de Seguridad Nuclear, destacando Antonio Gea Malpica, José Luis Butragueño Casado, Consuelo Pérez del Moral, José M^a Izquierdo Rocha, Antonio Carramiñana López, Alfonso Pérez Rodríguez, José M^a Figueras Clavijo, José Igna-

cio Villadóniga Tallón y Benito González del Valle, entre otros, igualmente valiosos.

Desde el punto de vista administrativo, el Servicio de Seguridad Nuclear dependía de la Secretaría General Técnica hasta que adquirió el rango de Departamento. La concesión de las autorizaciones de construcción de Almaraz, Lemoniz y Ascó I coincidieron en la JEN con la Vicepresidencia y Dirección General de D. Francisco Pérez Cerdá, personaje forjado en la industria y en la administración pública, quien mostró una gran sensibilidad hacia los problemas de seguridad nuclear y protección radiológica, que unió

Tabla 3.2.1. Las autorizaciones de construcción de las centrales nucleares de la segunda generación

Central	Propietario original	Tipo	Potencia	Autorización
Almaraz I Y II	Hidroeléctrica Española (1/3)	PWR I	930	02/07/73
	Unión Eléctrica (1/3)	PWR II	930	(BOE 26/07/73)
	Sevillana de Electricidad (1/3)			
Lemoniz	Iberduero	PWR I	930	14/03/74
		PWR II	930	(BOE 26/07/73)
Ascó I	FECSA	PWR	930	16/05/74 (BOE 26/05/74)
Ascó II	FECSA (40%)	PWR	930	07/03/75
	Hidroeléctrica de Ribagorrona (40%)			(BOE 21/04/75)
	Hidroeléctrica de Cataluña (15%)			
	Fuerzas Eléctricas del Segre (5%)			
Cofrentes	Hidroeléctrica Española	BWR	975	09/09/75 (BOE 18/09/75)

en una sola Dirección potenciando el espectacular aumento de personal del año 1974, y ayudó considerablemente a la aceptación, por parte del Ministerio de Industria, de los crecientes condicionados de seguridad propuestos por la JEN, que no eran vinculantes en la época que se glosa. Las autorizaciones de construcción de Ascó II y Cofrentes coincidieron con la Vicepresidencia y Dirección General del antiguo Secretario General Técnico, D. Francisco Pascual Martínez, quien llegaría a ser el primer Presidente del Consejo de Seguridad Nuclear.

Para mejor poder llevar a cabo las tareas de evaluación e inspección requeridas, el Servicio de Seguridad Nuclear se aprovecha de un concepto entonces muy en boga: el de *central de referencia en el país de origen del proyecto*. El concepto fue utilizado en España por vez primera por Nuclenor, S. A., con fines comerciales, en el contrato de suministro de la central de Santa María de Garoña. El concepto especifica que la central exportada debe tener las mismas características que otra, más avanzada en cuanto a su construcción, en el país de origen del proyecto. Desde el punto de vista de la seguridad, el concepto significa que la central importada ha de poseer características, estructuras, sistemas y componentes de seguridad análogos a las de una central determinada en el país de origen del proyecto, que haya sido aprobada por la autoridad competente de dicho país. En este sentido, a propuesta del *titular*, todas las centrales

autorizadas posteriormente tienen su *central de referencia*.

Pronto se observó que el concepto tenía *dos* dificultades intrínsecas: (a) las características del emplazamiento habrían de ser similares; (b) limitaba la incorporación de conceptos de seguridad más modernos al ser la referencia más antigua. Para resolver el primer caso se creó el concepto de *central de referencia en un emplazamiento de referencia*, que trataba de paliar los efectos sobre el diseño de la sismicidad, las situaciones ambientales extremas, las características del sumidero final de calor o la disponibilidad y fiabilidad del sistema de suministro eléctrico externo, por citar sólo unos cuantos ejemplos. Pero en la práctica resultó difícil encontrar la combinación central-emplazamiento idónea. El dilema de la modernidad se resolvió definiendo *sistemas o estructuras* de referencia que podrían tomarse de centrales distintas. Pero el concepto resultaba también de aplicación difícil.

Aparte de lo anterior, pronto se observó que aparecían problemas específicos en la creciente población mundial de centrales en operación y en construcción. Estos problemas eran circulados entre los Grupos de Propietarios asociados a un determinado suministrador y a través de Organismos internacionales, tales como el OIEA o la NEA/OECD, de tal forma que se creó el concepto de *problema de referencia*. Cuando algo anormal se encontraba en la central española se consultaba con países que hubiesen experimentado el mismo

problema con el objetivo de copiar la solución adoptada o llegar a una solución común. Este resultó ser el camino más práctico, aunque requería mayores conocimientos y experiencia. En el reconocimiento de su valor se ha de encontrar otra motivación para la creación de INPO y posteriormente WANO, por parte de la industria, y del IRS (Incident Reporting System) de la NEA/OECD y del OIEA, que representa el punto de vista de las organizaciones estatales.

En el caso de España la consideración de los *problemas de referencia*, en particular, y de la seguridad, en general, se facilita por la adscripción y participación activa del país en los organismos internacionales competentes y por el establecimiento de convenios bilaterales con los organismos de seguridad de los países suministradores. El CSNI (*Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares*) de la NEA/OECD y su *Subcomité de Licenciamiento* es posiblemente el mejor ejemplo de una colaboración internacional positiva para la seguridad de las instalaciones nucleares del país.

El *Servicio de Seguridad Nuclear* de la JEN fue miembro fundador del CSNI y de su antecesor CREST (Comité sobre la tecnología de la seguridad de los reactores, 1961), así como miembro fundador del llamado *Subcomité de Licenciamiento*, y tuvo siempre una participación muy activa tanto en las reuniones plenarios como en las especializadas. Se debe dejar aquí constancia de que la primera reunión

del Subcomité de Licenciamiento del CSNI tuvo lugar en Madrid, del 27-29 de septiembre de 1977 con el título «La práctica de las inspecciones reglamentarias en las centrales nucleares de los países de la OECD»⁽¹⁸⁾.

Con el OIEA la participación tuvo un carácter más puntual. Los expertos del Servicio de Seguridad no fueron invitados a participar en la redacción de los documentos del programa NUSS (Nuclear Safety Standards); con excepción de la guía 50-SG-61 «Cualificaciones y capacitación del personal del órgano reglamentador de centrales nucleares», en cuya redacción participó Pedro Trueba Bellido, pero si fueron llamados con frecuencia a participar en diversos grupos de trabajo sobre temas específicos o a transmitir sus conocimientos y experiencia a través de cursos internacionales de formación. También se consiguió a través del OIEA la asistencia de un inspector de la US NRC, quien participó de forma muy efectiva en la verificación prenuclear y nuclear de Almaraz.

Tres son los países que han suministrado tecnología nuclear a España: EE.UU, Francia y Alemania. Con todos ellos se han establecido convenios de cooperación y ayuda en materia de seguridad nuclear. El primero de todos ellos se suscribió entre la JEN y el CEA de Francia con el objetivo de cubrir los problemas relacionados con la evaluación, construcción y explotación de la central nuclear

18. Esta reunión se glosa en el editorial de Energía Nuclear, E. N. 21 (109), (1977).

de Vandellós I. El convenio permitía el intercambio de personal, la evacuación de consultas técnicas y la celebración de una reunión anual, de forma alternativa en Francia y España, con discusión de temas generales y específicos. Dicho convenio se amplía el 29 de junio de 1977 con el objetivo de tener en cuenta los cambios administrativos franceses. El primer convenio entre la JEN y la US AEC se firma en Washington DC el 29 de octubre de 1974 entre el Director General de la JEN D. Francisco Pascual Martínez y el Dr. Manning Muntzing, *Director of Regulation* de la AEC; este convenio se ratifica posteriormente con la US NRC cuando fue creada esta nueva institución. A fin de considerar la central de Trillo, de origen alemán, la Junta de Energía Nuclear, a través de su Presidente, D. Jesús Olivares Baqué, celebra un contrato con el *Technische Überwachung Verein* de Stuttgart, que cubre la participación de dicha organización en el proceso de evaluación para la autorización de construcción de dicha central.

Es interesante analizar la evolución del contenido de los condicionados anexos a las autorizaciones de construcción de las centrales de la segunda generación, como muestra de la experiencia acumulada. En primer lugar, la amplitud del condicionado aumenta desde una página, con diecisiete condiciones, para el caso de Almaraz I, el primero de la serie, hasta dos páginas, y veinticuatro condiciones, para Ascó II, el último de los concedidos.

A lo largo del tiempo, los límites y condiciones se hacen mucho más específicas y concretas. En especial, se presta atención al diseño del sistema de contención, refrigeración de emergencia y tratamiento de efluentes radiactivos. En realidad, los últimos condicionados incluyen normas muy completas de diseño, aplicables a todos los casos; como tales podrían haberse convertido en normas y guías de seguridad, lo que hubiese supuesto la construcción en España de una *pirámide normativa* más completa y satisfactoria, y hubiese evitado la legislación *caso a caso*.

3.3. La normativa y la garantía de calidad

A pesar de la publicación del *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas* se constata una actividad muy escasa durante el período de referencia en lo que se refiere a la creación de normativa específica. A lo largo del período aparecen muchos artículos en *Energía Nuclear* firmados por A. de los Santos Lasurregui, L. Corretger Palomo e I. Tocino Biscalorasaga, pero se refieren más bien a desarrollos externos relacionados con la responsabilidad civil y el derecho marítimo, entre otros aspectos.

En reconocimiento de la importancia del tema, el Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN crea en 1977 la Sección de Normas, al frente de la cual permaneció siempre activo Manuel Perelló Palop. A esta Sección se incorporaron varios técnicos, destacando José

L. Butragueño Casado, quien permaneció destacado durante algún tiempo en la Oficina de Normativa de la propia US NRC. Sin embargo, a pesar de que se creó un procedimiento específico para la redacción de guías de seguridad, la productividad fue muy pequeña y se limitó a la lista que se reproduce en la tabla III.3.1, lo que sólo debe atribuirse a la complejidad del problema, a la especificidad de las normas, a su elevado contenido científico y técnico y a la formalidad del lenguaje a utilizar. Como ya se ha dicho anteriormente, la creación de normativa nuclear ha sido muy pobre en España, donde se ha preferido tomarla prestada de otros países u organismos internacionales, sin la adaptación necesaria y sin la adopción legal preceptiva.

La industria aeronáutica y espacial, así como las actividades de la defensa y la tecnología nuclear han dado una nueva dimensión al concepto *calidad*, en su sentido de superioridad o excelencia, que se ha incorporado en todas las industrias y actividades que entrañan algún riesgo. El concepto de calidad ha ido progresando paulatinamente a lo largo del tiempo, desde el clásico concepto de *control de calidad* de un producto hasta el más moderno de *calidad total*, pasando así de ser una actividad física concreta hasta convertirse en un modo de «hacer bien», cubriendo la adquisición de las materias primas para hacer un producto, o realizar un servicio, la fabricación, distribución, transporte, servicios post-venta y gestión global de todo lo anterior. En la actualidad es muy difícil encontrar empresas de

cierta envergadura, desde luego ninguna en el campo nuclear, que no disponga de *Pron-tuarios específicos* para la *Gestión de la Calidad* de sus productos y servicios, así como de expertos que cuiden tales aspectos de forma integral.

La industria nuclear, a nivel mundial, y de forma muy significativa en España, ha contribuido a la mejora y difusión del concepto *calidad*. Una primera consideración propia de los materiales nucleares, sustancias radiactivas o componentes que formen parte de la estructura del reactor reside en mantener su pureza química o la ausencia de determinados elementos. Los expertos de la JEN⁽¹⁹⁾ introducen muy pronto el concepto de *calidad nuclear* refiriéndose a la necesaria ausencia en los combustibles nucleares de absorbentes de neutrones, como el boro, u otros materiales que modifican el comportamiento bajo irradiación o incluso el tratamiento químico posterior. La presencia de cobalto en los aceros aún constituye una notable preocupación entre los explotadores de las centrales. Sin embargo, no es este concepto pionero el que más interesa en este caso, sino el más amplio que se refiere al diseño, servicios de ingeniería, fabricación de componentes, montaje y verificación de una central nuclear.

Desde el punto de vista formal, la JEN no prestó gran atención al control de calidad seguido en el diseño, fabricación y montaje

19. Ver, por ejemplo, T. SAN SEGUNDO y R. ANCA, *Calidad nuclear y especificaciones*, E. N., 16 (77): 355-8, (1972).

Tabla 3.3.1. Colección de guías sobre seguridad nuclear de la junta de Energía Nuclear

Volúmenes publicados	
Referencia	Título
GSN-01/76	Guía para solicitar la puesta en marcha de las instalaciones de manipulación o almacenamiento de isótopos radiactivos (2ª y 3ª categoría).
GSN-02/76	Cualificaciones y requisitos exigidos a los candidatos a la obtención y uso de licencias de operación de centrales nucleares de potencia.
GSN-03/76	Guía para el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares.
GSN-04/77	Guía para la obtención del título de jefe del servicio de protección contra las radiaciones.
GSN-05/77	Requisitos físico-químicos exigidos a los candidatos para la obtención y uso de las licencias de operadores y supervisores de instalaciones nucleares y radiactivas.
GSN-06/78	Plan de emergencia en centrales nucleares.
GSN-07/78	Criterios sobre la seguridad físicas de las instalaciones nucleares.
GSN-08/78	Documentación para la solicitud del permiso de explotación definitiva.
GSN-09/78	Programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares de potencia.
GSN-10/78	Guía para la elaboración de informes anuales de instalaciones radiactivas.
GSN-11/79	Vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares de potencia.
GSN-14/80	Cuantificaciones y requisitos exigidos a los candidatos para la obtención y uso de licencias de operación de instalaciones radiactivas.
Volúmenes no publicados	
Referencia	Título
GSN-12/79	Criterios sobre el almacenamiento temporal de residuos radiactivos.
GSN-13/80	Programa de pruebas prenucleares para centrales nucleares de agua ligera.

de los distintos componentes en las centrales de la primera generación, si bien en los tres casos los propietarios tomaron medidas muy concretas a tal fin, muy en especial la central de Vandellós I, donde se contrató a Bureau Veritas, sobresaliendo el trabajo de Andrés Mir, quien posteriormente pasó a formar parte de la plantilla de HIFRENSA y ahora de FECSA y es un reconocido experto en la materia. A través de las *actas de inspección* de la época se constata también un creciente aumento del interés por estas cuestiones en el propio Servicio de Seguridad de la JEN.

En realidad, hasta el año 1969 el tema de la *garantía de la calidad*, de la que el viejo control de calidad es sólo una parte, no se convierte, en el seno de la US AEC, en un tema destacado para mejorar la fiabilidad y seguridad de las centrales nucleares. En dicho año entra en pleno vigor el famoso Apéndice B al 10CFR Part 50⁽²⁰⁾; esta nueva actividad tiene una repercusión casi inmediata en todos los países avanzados y organismos internacionales. En España, el tema queda suficientemente bien reflejado en la *Autorización de construcción* de la central de Almaraz y se especifica y amplía en las siguientes. Los propios explotadores de las centrales crean grupos específicos encargados de vigilar el cumplimiento del propio *Manual de Garantía de*

Calidad y de exigirlo a los suministradores de equipo y servicios.

Dentro del Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN, destaca la motivación, entusiasmo y dedicación al tema de D. Luis Alvarez de Buergo, quien acumuló una experiencia muy notable; creó un grupo de expertos, sobresaliendo José Luis Santamaría Calderón y Luis Santomá Juncadella, fomentó la enseñanza sobre el tema y estimuló a explotadores, ingenieros y fabricantes hacia el seguimiento preciso de los preceptos incorporados en el citado Apéndice B. Reflejó su experiencia en muchos *foros* de los que se destacan dos publicaciones en *Energía Nuclear*^(21, 22).

La Asociación Española para el Control de Calidad (AECC) celebró su primer congreso nacional en Madrid, febrero de 1972, con el título «Calidad y desarrollo», pero tardó casi tres años en celebrar el II congreso, que tuvo lugar en Barcelona (9-13 de diciembre) en 1974 con el título «Calidad. Su responsabilidad», aumentando considerablemente sus actividades desde entonces.

El reconocimiento de la importancia de la calidad, y la aceptación de sus principios, se hizo casi nacional y era unánime entre las

20. El Apéndice B «Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants» al 10 CFR Part 50 contiene dieciocho mandamientos o especificaciones que debe contener el *Manual de Garantía de Calidad* que debe acompañar a toda solicitud de autorización de construcción.

21. L. ÁLVAREZ DE BUERGO, «Importancia de la garantía de calidad en la construcción de una central nuclear». E. N., 21 (106): 17-27, (1977).

22. L. ÁLVAREZ DE BUERGO y L. SANTOMÁ JUNCADILLA, «La garantía de calidad en la implantación de programas nucleoelectrónicos. Experiencia española». E. N., 21 (109): 306-14, (1977).

numerosas empresas y organizaciones que en los años *setenta* suministraban bienes y servicios a las centrales nucleares en construcción. A título de ejemplo, merece mencionar un Editorial de Energía Nuclear⁽²³⁾ en la que glosa las XI Jornadas de los Constructores españoles de bienes de equipo, que tuvieron lugar en Madrid en 1975 (9-10 junio). Cuando se refiere a la calidad, el Editorial afirma *...la necesidad de proyectar y construir prácticamente la totalidad de los componentes del sistema nuclear de generación de vapor de acuerdo con el código ASME Section III...* Se acepta así la norma extranjera, pero no se hace esfuerzo alguno de adopción, ni mucho menos de adaptación, creando una situación ilegal y contrapuesta a los requisitos del código español de vasijas a presión, inaplicable técnicamente a componentes nucleares, pero legalmente vigente.

3.4. Los movimientos antinucleares y la seguridad nuclear

La moratoria nuclear actual y la actitud social negativa hacia la energía nuclear son el resultado de un descenso progresivo en la popularidad de las centrales nucleares, que se inicia en los primeros años *setenta*, justo cuando el optimismo oficial era más elevado, y que se realimenta al descender la tasa de crecimiento económico y la necesidad de energía eléctrica. En la historia de esta situación descendente no se esgrimen ni dis-

cuten las causas verdaderas la reducción del crecimiento económico sino la seguridad, de la que se duda, a pesar de que en el período de referencia no se anotan accidentes de importancia. La polémica exige la intervención activa del Servicio de Seguridad de la JEN, y de otras organizaciones, en numerosas manifestaciones y debates, que conviene glosar, aunque sea brevemente.

Los sucesivos planes eléctricos nacionales, y muy especialmente el Plan Energético Nacional 1975-85, a la vista del elevado crecimiento de la economía española y por tanto de la demanda de energía eléctrica prevé la operación en 1985 de 24 GWe, con la pretensión de alcanzar un 60% de participación nacional y el suministro total del combustible, lo que exigía la reestructuración de la JEN, dando preeminencia a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, y creando un nuevo centro de investigación, que más tarde fue conocido como el «Centro de Soria». Un Editorial posterior de Energía Nuclear⁽²⁴⁾ ya expresaba dudas con respecto a la viabilidad del plan al reconocer que sería necesario *...poner en marcha dos centrales en 1980, dos-tres en 1981 y tres cada uno de los años restantes hasta 1985, (lo que) requiere un gran esfuerzo económico... y ...completar en el país una infraestructura industrial y tecnológica...* Se reconocía también el enorme esfuerzo que habría de realizar el Servicio de Seguridad de la JEN. Desde luego, incluso con el optimismo de entonces,

23. Editorial de Energía Nuclear, E. N. 19 (96), (1975).

24. Editorial de Energía Nuclear, E. N. 19 (98), (1975).

no es posible comprender la decisión tomada por los planificadores, que al parecer sólo basaron sus predicciones en los aspectos positivos del crecimiento, sin tener en cuenta aspectos tan básicos, aparte los mencionados en la Editorial antes citada, cómo el suministro del combustible y, sobre todo, los problemas asociados a la segunda parte del ciclo, que en aquella época apenas se consideraba.

De hecho, el PEN 1978-87, aprobado después de largos debates en el nuevo Parlamento, reducía la potencia instalada en 1987 a 10.5 GWe, con un total de 13 centrales nucleares, que se señalaban específicamente (Primera generación (3), segunda generación (7) y tres a elegir entre Trillo I y II, Valdecaballeros I y II, Vandellós II y III, Sayago o Regodola). El Plan mandaba también segregarse el Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN creando un Organismo superior, que más tarde dio lugar al Consejo de Seguridad Nuclear. De hecho, se eligieron las centrales de Trillo I, Valdecaballeros I y II y Vandellós II, una más de las previstas. En realidad, este plan, mucho más realista y posible, hubiese mantenido un elevado nivel nuclear, de no haberse perdido la central de Lemoniz y de no haber decretado el PEN-1983 la cancelación de las obras de Valdecaballeros y la moratoria en la construcción de nuevas centrales nucleares.

Con independencia de la realidad de los hechos antes descrita, la sociedad española, bajo la influencia de lo que sucedía en otros países más avanzados, crea grupos activos de

oposición, que predicaban acerca de la inseguridad de las centrales nucleares, los peligros de las radiaciones ionizantes, y los efectos dañinos sobre el medio ambiente. Una editorial de *Energía Nuclear* del año 1972⁽²⁵⁾, refiriéndose a una reunión conjunta del Atomic Industrial Forum y de la Sociedad Nuclear Americana, toma conciencia de los *...problemas ambientales en la generación de energía...* Un año más tarde, haciendo referencia a una manifestación europea el V Congreso de Foratom (15-17 oct. 1973, Florencia) *Energía Nuclear* vuelve a recoger en su Editorial⁽²⁶⁾ el problema de la opinión pública y el deseo de la NEA/OECD y del OIEA, expresado en dicho Congreso de *...realizar a nivel internacional estudios y programas... en evitación de una equivocada psicología de masas, potencialmente perjudicial para un adecuado desarrollo de los programas nucleares...*

Pero no sólo las autoridades se muestran preocupadas por la creciente oposición social, también los periodistas científicos se muestran alarmados por el propio lenguaje utilizado por sus colegas no científicos en las comunicaciones nucleares. La Unión Europea de Periodistas Científicos, que en la época representaba a unos 900 miembros, celebró un Seminario en Salzburg (Austria) el 26 de abril de 1974⁽²⁷⁾ y reconoció la importancia

25. Editorial de *Energía Nuclear*, E. N. 16 (80), (1972).

26. Este Seminario fue glosado en un Editorial de *Energía Nuclear*, E. N. 19 (88), (1974).

27. Este seminario fue glosado en un Editorial de *Energía Nuclear*, E. N. 19 (88), (1974).

y necesidad de informar al público sobre las cuestiones técnicas, en general, y las nucleares en particular.

Los propios periodistas científicos españoles muestran su preocupación por el ambiente que se estaba creando. La Asociación Española de Periodismo Científico, a la sazón presidida por M. Calvo Hernando, celebró una Jornada el 24 de mayo de 1977 sobre el título «La energía nuclear ante la opinión pública», con participación de personalidades de las instituciones y de los medios de comunicación⁽²⁸⁾. Esta Asociación continuó celebrando jornadas de este tipo y los propios medios individuales de comunicación los repitieron. Destacan en este sentido los debates celebrados por el diario «Pueblo» en los que Félix Rodríguez de la Fuente fue acusado de *pro-nuclear* por sus colegas en una violenta sesión en la que también participaron el Presidente, D. Eduardo Díaz Ríó, y el Vicepresidente, D. Agustín Alonso Santos, de la nueva Sociedad Nuclear Española.

El propio Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN tuvo que participar con frecuencia en debates televisivos y a través de la radio, así como en discusiones en Colegios Mayores, que eran cada vez más violentos. La revista *Energía Nuclear* comenzó una serie de artículos que pretendía fuesen asequibles a un público numeroso. A. Alonso⁽²⁹⁾ publicó un artículo pionero

sobre la cuestión, del que se hicieron miles de ejemplares que la JEN distribuyó generosamente. Más tarde, apremiados por el tono ascendente de la oposición pública, tanto a nivel general como local, el propio Director General de la Energía, D. José Luis Díez Fernández, sugirió la preparación de un número extraordinario de *Energía Nuclear*⁽³⁰⁾ con el título genérico «Las centrales nucleares españolas. Su necesidad, seguridad e influencia sobre el medio ambiente», preparado por *catorce* autores del Ministerio de Industria y de la JEN, que también se distribuyó con profusión. Este documento, junto con una traducción del Resumen del *Reactor Safety Study*, o Informe Rasmussen, que acababa de publicarse, fue presentado a la prensa nacional en sesión celebrada en el seno de la JEN el 8 de octubre de 1974, bajo la presidencia de D. José Luis Díez Fernández, con asistencia de otras autoridades del Ministerio y de la propia JEN y con notable participación de los miembros del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN. En aquella época existía todavía una clara vinculación de algunos medios de comunicación social con las instituciones gubernamentales, hasta el punto de que se preparaban preguntas de antemano. Tal circunstancia también ocurrió en este caso, pero las presentaciones, técnicamente honestas, no convencieron completamente.

Como ya se ha dicho, el PEN-75-85 sugería la creación de un nuevo centro nacional de investigaciones nucleares. El Centro de So-

28. Detalles de esta reunión pueden encontrarse en el Noticiero de E. N. 21 (108):286, (1977).

29. A. ALONSO, «Los aspectos ambientales y de seguridad en la utilización de la energía nuclear». E. N. 18 (89): 137-55 (1974).

30. E. N. 18 (91): 281-357, (1974).

ria se aprueba por Resolución del 9 de enero de 1976 e inmediatamente se inicia en Soria un gran debate que anima el Diputado Provincial Sr. Cercós, partidario del Centro. Se decide hacer una presentación en la Casa Sindical, bajo la Presidencia del Sr. Gobernador, con participación del Subdirector General y Secretario General Técnico, D. Manuel López Rodríguez, del Vicesecretario General Técnico, D. Felipe de la Cruz Castillo y del Director del Departamento de Seguridad Nuclear, D. Agustín Alonso Santos, todos ellos de la JEN. La sesión, ante unas *ochocientas* personas, dura más de tres horas y resulta tumultuosa, en especial en el turno de preguntas y comentarios del público, que terminó en una violenta reyerta verbal incluso física entre el Sr. Cercós y la oposición local, que hubo de cortar la autoridad del Gobernador. Reuniones como la que se describe no eran infrecuentes en otras ciudades y entorno a otras instalaciones del país.

Las centrales nucleares, en especial las que se encontraban en construcción, se vieron sometidas, más que otras, al rechazo público, que llegó hasta la realización de actos de sabotaje de gran envergadura con víctimas mortales, como fue el caso de Lemoniz, tomada como bandera de una organización terrorista; o más pequeñas y sutiles, como en el caso de Ascó, si bien en éste los trabajadores pretendían alargar el tiempo de construcción para no perder el puesto de trabajo. La realización de

actos de sabotaje manifiestos, y también los que permanecían ocultos, dieron un trabajo considerable a los explotadores y al Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN, quienes tenían que evaluar si los daños causados, y las soluciones propuestas por el explotador, eran o no aceptables desde el punto de vista de la seguridad. La destrucción de un generador de vapor en Lemoniz y su sustitución a través de una abertura en la contención, ya construida, pueden dar una idea de este incremento en el trabajo y en la responsabilidad, al encontrarse frente a problemas nuevos.

El rechazo social de los municipios directamente afectados por los emplazamientos nucleares fue racional y moderado. A ello contribuyó el *Comité de Coordinación* de las respectivas centrales. La presencia de los alcaldes en las deliberaciones técnicas infundió gran confianza en general. En Almaraz, el revuelo de los vecinos se sosegó cuando una Comisión, que incluía las autoridades del pueblo alcalde, párroco, farmacéutico y presidente de la Hermandad de Labradores y Ganaderos se reunió, en varias ocasiones, con una Delegación del Comité de Coordinación formada por su Presidente, D. Fernando Gutiérrez Martí, y su Secretario, D. Agustín Alonso Santos, intercambiándose preguntas y respuestas por escrito formalizado. A esta buena disposición de la población de Almaraz no es ajena la figura de D. Vicente Hernández García, cura párroco y escritor prolífico, quien glosa estas reuniones y contactos con el Comité de

Coordinación en el capítulo XXVII. *La central nuclear*, de un curioso e interesante libro sobre la villa de Almaraz⁽³¹⁾.

En Ascó, la oposición local incluyó elementos de irracionalidad, especialmente a cargo de Mosén Redorat, quien atemorizó a la población a través de sus homilías desde el púlpito y el Alcalde Carranza, quien mantuvo una oposición cerrada y enfrentada con sus vecinos, abandonando más tarde el pueblo. Por otro lado, la opinión política fue mucho más racional en Cataluña. El Pleno del Parlamento Catalán aprobó en 1981 el dictamen emitido por la *Comisión de Investigación sobre la Central Nuclear de Ascó*, después de haber comprobado, a través de numerosos testimonios, el cumplimiento de la normativa vigente durante el diseño y construcción de la central, aunque requiriendo estudios adicionales, fundamentalmente relacionados con aspectos sociales y de responsabilidad civil.

Es bien sabido que la oposición en Lemoniz fue extraordinariamente violenta e irracional, no sólo desde el punto de vista de la población, y del terrorismo, sino también desde el punto de vista político. No es ésta la ocasión de glosar tan triste situación, que ha quedado reflejada en significativas publicaciones a favor y en contra de este proyecto⁽³²⁾.

31. V. HERNÁNDEZ GARCÍA, «Almaraz. Una villa con historia». ACATI, Madrid 1980.

32. Ver, «El por qué de la Central de Lemoniz. Iberduero, Mayo 1981 y, ¡Euscadi o Lemoniz!». Segundo informe. Editorial Leer, Zarauz.

Es tentador especular acerca de una situación que perdura, a pesar del tiempo transcurrido y de la intensa labor de educación y convencimiento realizado y de las claras ventajas ecológicas de la energía nuclear. Ciertamente es que los accidentes posteriores de TMI-2 y Chernobyl-4 han denegado los reiterados asertos de seguridad de los técnicos, pero aún así el rechazo social de la energía nuclear hay que contemplarlo desde perspectivas más profundas, relacionadas con el rechazo general hacia la tecnología, el evidente deterioro causado en el medio ambiente y la creencia en la disminución de las libertades del hombre. La negación de la economía del plutonio, que iniciase en 1975 el Presidente Carter, constituye una medida política discriminatoria y posiblemente infundada. Las moratorias absolutas de Austria e Italia y la cínica postura reinante en Suecia han introducido la idea, muy extendida entre los políticos responsables, que la energía nuclear no ha llegado para quedarse, sino que es un episodio tecnológico sin futuro, que es necesario olvidar cuanto antes. Mientras perdure esta actitud, la oposición que comenzó a surgir en los años *setenta* habrá conseguido su objetivo.

4. La fase de consolidación

El período de consolidación de la seguridad nuclear en España, que se glosa en esta breve historia, comprende desde el año 1978 hasta el 1982. En el campo industrial, la actividad va pasando paulatinamente desde la

construcción hasta la explotación de las centrales. El ciclo del combustible se convierte en este período en una actividad principal, primero en lo que se refiere al suministro del material fisionable y posteriormente en relación con la gestión de los residuos radiactivos. Sin embargo, el hito propio más significativo de este período es la promulgación de la ley 15/1980 que crea al *Consejo de Seguridad Nuclear*. En el exterior, el suceso más significativo fue el accidente de TMI-2, que introdujo profundas modificaciones en la evolución de la seguridad nuclear.

Al final de la década de los años *setenta* se comienza a consolidar en España la seguridad nuclear; la experiencia de explotación de las centrales de la primera generación había proporcionado madurez, tanto a los propios explotadores como a las organizaciones oficiales; el diseño y construcción de las centrales de la segunda generación, bajo contratos tipo administrativo, exigió la creación de grupos específicos en el seno de las propias organizaciones explotadoras responsables de las cuestiones de seguridad; las empresas de ingeniería, así como fabricantes y montadores, se vieron forzados a la aplicación de normas de seguridad detalladas. En todos los casos fue preciso implementar programas concretos y específicos relacionados con la garantía de calidad. Además, a lo largo de la década de los años *ochenta*, se completa el programa nuclear español, que fue reducido de forma significativa en el Plan energético de 1983.

Del ciclo de combustible sólo la prospección y tratamiento de minerales había sido una cuestión prioritaria para la Junta de Energía Nuclear. Del resto de la primera parte del ciclo, incluyendo el enriquecimiento y la fabricación del combustible, salvo para reactores de investigación, no se materializó en tecnología propia, mientras que la segunda mitad del ciclo había sido objeto de investigación y desarrollo a pequeña escala. Las centrales de la primera generación importaban el combustible, enviaban al Reino Unido o a Francia el combustible irradiado y confiaban en que la Junta de Energía Nuclear diese una salida nacional a los residuos radiactivos generados en la explotación. Con el objetivo de resolver el problema del abastecimiento nacional, y estimando que el mercado sería suficiente, se creó ENUSA en 1972⁽³³⁾ y se inició una preocupación creciente por los problemas de seguridad propios de las explotaciones mineras, la fabricación del combustible y la gestión de los residuos, que se analizarán con algún detalle.

La creciente actitud antinuclear de la sociedad, expuesta con anterioridad y estimulada por el accidente de TMI-2, y los ejemplos de otras naciones, sugirieron la conveniencia de separar de la Junta de Energía Nuclear las misiones que le asignaba la ley 25/1964 en el campo de la seguridad nuclear y protección contra las radiaciones ionizantes trasladándolas a un organismo de nueva creación,

33. BOE núm. 15, pág. 915 del 18/01/1972.

el *Consejo de Seguridad Nuclear*, lo que requirió la promulgación de la ley 15/1980. La promulgación de esta ley completa el período de consolidación y cambio que se analiza.

4.1. El accidente de TMI-2 y su repercusión en España

El accidente de Windscale (Reino Unido, 1957) y la explosión del reactor SL-1 (EE.UU., 1961) fueron objeto de atención y escrutinio por parte de los expertos del Servicio de Seguridad de la JEN, pero pasaron desapercibidos para gran parte de la sociedad del momento, admirada por los logros tecnológicos de la «guerra fría». En un ambiente claramente opuesto a la energía nuclear, la noticia del accidente de TMI-2 dio la vuelta al mundo el 28 de marzo de 1979. Los medios de comunicación social percibieron la gravedad de los hechos mucho más allá de la realidad, engendrando mucha aprehensión social.

El Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN se enfrentó a la situación de forma más racional y ecuaníme. En primer lugar, *Energía Nuclear*⁽³⁴⁾ recogió el accidente en la Editorial y el *Noticiero* del número de marzo/abril de 1979 y siguientes, cuya redacción estaba a cargo de J. L. Butragueño, de dicho Departamento. El propio Departamento creó un Grupo de Trabajo *ad hoc* que, con una actividad febril, se encargaba de evaluar

los datos que se recibían cada día por telex a través de la Embajada de los EE.UU en Madrid, emitiendo notas de prensa frecuentes aclarando la situación. Una Comisión Técnica presidida por el Director General de la Energía del Ministerio y expertos del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN, a invitación de la US NRC, participaron en una reunión informativa y visitaron el emplazamiento; su informe⁽³⁵⁾ constituye la primera manifestación pública oficial sobre el accidente. Posteriormente, una Comisión de técnicos del Departamento asistió, del 21 al 23 de mayo, a una nueva reunión explicativa, de carácter más técnico que la primera, que también incluyó una visita a la central. Entre tanto, se celebraron varias reuniones con las empresas eléctricas nucleares del país con el objetivo de determinar qué acciones con- vendría realizar.

El propio Consejo de Ministros, en su reunión del 20 de abril, pidió un informe especial sobre las repercusiones del accidente en nuestro país; el Departamento de Seguridad Nuclear rindió a tal fin un detallado informe en septiembre de 1979⁽³⁶⁾. Con antelación la revista *Energía Nuclear* publicó un número extraordinario dedicado a dar cuenta de las causas y consecuencias del accidente⁽³⁷⁾.

34. E. N. 23 (118): 141-143, (1979).

35. Comisaría de la Energía y Recursos Minerales, *El accidente de la central de TMI-2*. Abril, 1979.

36. «Informe sobre el accidente de la central nuclear de Three Mile Island-2». JEN. Departamento de Seguridad Nuclear. DSN/005/79. Septiembre 1979.

37. E. N. 24 (123): 5-93, (1980).

También se hizo una presentación a los miembros de la propia JEN, que resultó muy concurrida. Posteriormente se desplazó al lugar a un miembro del Departamento, quien contribuyó a las labores de vigilancia radiológica y tareas de descontaminación que se estaban llevando a cabo⁽³⁸⁾.

En el país afectado se crearon más de diez comisiones de investigación de entre las que destacan: la presidencial, que dio lugar al *Informe Kemeny*⁽³⁹⁾; la de la propia NRC, que concluyó en el *Informe Rogovin*⁽⁴⁰⁾, y la de la Oficina General de Cuentas, que se conoce como *Informe Hart*⁽⁴¹⁾. Todos ellos fueron analizados críticamente con el objetivo de analizar qué se debería hacer en las centrales nucleares españolas.

Se prestó un interés especial a las actuaciones de la US NRC, que había creado una oficina especial para los asuntos de TMI-2 (TMI Program Office). Por su lado, la División de Inspección de la US NRC tomó medidas concretas tres días después del accidente, lógicamente dirigidas a los titulares de centrales

Backcock Wilcox, aunque algunas afectaban también a las centrales Westinghouse, que fueron presentadas oficialmente a los propietarios españoles. Posteriormente la US NRC creó un Grupo de Trabajo encargado de analizar las lecciones aprendidas del accidente y de establecer los requisitos apropiados que afectaban a la normativa, los requisitos técnicos y los procedimientos de evaluación, que tuvieron su inmediata adopción y adaptación al caso español.

Antes de TMI-2 se admitía el principio: *un accidente en cualquier lugar del mundo es un accidente en todo el mundo*. En este momento, después de más de diez años de estudios y análisis, liberalmente distribuidos por las autoridades de los EE.UU, se añade: *la experiencia ganada a causa del accidente es conocimiento ganado en todos los países*, lo que ha supuesto un salto significativo en el conocimiento y mejora de la seguridad nuclear.

4.2. La experiencia de explotación de las centrales de la primera generación

A lo largo del tiempo, en especial después del accidente de TMI-2, se han ido desarrollando *índices* para evaluar la seguridad operativa de las centrales en explotación. La reducción del número de paradas de urgencia, la ausencia de precursores de situaciones accidentales, la disminución de las dosis de radiación colectivas e individuales y la producción de residuos radiactivos operacionales se consideran síntomas favorables. En los primeros

38. F. SAGASTIVELZA y V. W. BRASHER. «Medida de dosis de radiación con dosímetros de termoluminiscencia en la central nuclear de la Isla de las Tres Millas». E. N. 25 (133): 351-360, (1981).

39. J. K. KEMENY, et al., *Report of the President's Commission on the Three Mile Island Accident. The Need for Change. The Legacy of TMI*. U. S. Government Printing Office (1979).

40. M. ROGOVIN, et al., *A Report to the Commission and the Public. Three Mile Island*. NUREG/CR-1250 (1980).

41. G. HART, et al., *Nuclear Accident and Recovery at Three Mile Island. A Special Investigation*. U. S. Government Printing Office. Serial nums. 96-14 (1980).

años de explotación de las centrales de la primera generación no se aplicaba la sistemática actual, aunque sí existían *índices* para evaluar la seguridad, entre los más significativos se encuentran los *factores de carga* y *disponibilidad*, de modo que el estudio de su evolución permite descubrir, al menos, cuándo hubo dificultades de operación.

Antes de la creación del Consejo de Seguridad Nuclear y su obligación de informar semestralmente al Parlamento, la experiencia de explotación de las centrales nucleares quedaba bien recogida en informes periódicos y específicos emitidos por los explotadores en cumplimiento de los requisitos de las autorizaciones, así como en las actas de inspección; además, los explotadores emitían informes a petición de INPO, ahora WANO, y para los llamados Grupos de Propietarios; sin embargo, estos documentos raramente se hacían públicos. La Sociedad Nuclear Española, tanto en su antiguo órgano de oficial de expresión, *Nuclear España*, como en la actual revista de la *Sociedad Nuclear Española*, han venido dando cuenta de las experiencias de explotación de las centrales del parque nuclear, lo que unido a la información oficial contenida en los informes semestrales del CSN, a partir de 1981 permiten un acceso directo, resumido y preciso, a la experiencia de explotación y por tanto a la seguridad operativa de las centrales. Por ello se pondrá énfasis en los primeros años de la explotación de las centrales de la primera generación.

En el análisis de los factores de carga y disponibilidad que corresponden a los primeros años de explotación de la central José Cabrera se encuentran valores muy satisfactorios, incluso mejores que la media de otras centrales de su mismo tipo y época, lo que revela una operación sin incidentes apreciables. Sin embargo, la disponibilidad es muy pequeña durante los años 1983 y 1985, durante los cuales se introdujeron en la central mejoras sustanciales de seguridad, de acuerdo con un programa de revisión de las centrales antiguas a la luz de la nueva normativa. La central de Santa María de Garoña experimentó también un proceso similar.

En el año 1975 la antigua Comisión de la Energía Atómica de los EE.UU (US AEC) se dividió en dos organizaciones separadas; una de ellas, la actual Comisión Reguladora Nuclear (US NRC), crea pronto una división encargada de analizar la seguridad de las centrales en explotación, al mismo tiempo que se incrementa la ya intensa labor normalizadora que había emprendido la antigua AEC. El incendio en la central de Browns Ferry, en 1975, hizo de la protección contra incendios un tema genérico de seguridad y engendró normativa muy detallada; posteriormente, el accidente de TMI-2, en 1978, originó nuevos y más exquisitos requerimientos. Por todo ello, los expertos comienzan a considerar oportuno revisar la seguridad de las centrales antiguas a la luz de las nuevas normas y en 1976 crean un programa

conocido por SEP (Systematic Evaluation Programme), que se inicia en 1976, por el que se exige la reevaluación de las centrales puestas en funcionamiento entre 1959 y 1971. Las empresas propietarias de José Cabrera y Santa María de Garoña decidieron seguir un camino paralelo. Se debe destacar esta pronta reacción de los propietarios españoles y compararla con la inercia de otras instituciones, en especial de los países con diseños soviéticos, con excepción de Finlandia, que están siendo revisados en la actualidad.

Son bien conocidas las peculiaridades de la central José Cabrera; el antiguo servicio de Seguridad Nuclear de la JEN ya había informado de aspectos tales como las limitaciones del sistema de refrigeración de emergencia, la limitada fiabilidad del sistema de alimentación eléctrica, la escasa inspeccionabilidad del sistema primario y la falta de blindaje en la cúpula de la contención, entre otros. El programa de mejoras corrigió muchos de los aspectos mencionados, y otros, de acuerdo con los requisitos establecidos por el recién creado Consejo de Seguridad Nuclear. La revista *Nuclear España* (N.E.) ha dado cumplida cuenta de estas actividades en un número monográfico⁽⁴²⁾ dedicado a dicha central. P. Blanc expone en detalle el programa de modificaciones, su gestación y organización⁽⁴³⁾, mientras que A. Rodríguez y L. Dávila explican

el desarrollo y el programa de pruebas de aceptación⁽⁴⁴⁾. La descripción de la actuación del CSN corre a cargo de M. T. Sanz y R. de la Vega⁽⁴⁵⁾.

Un análisis detallado de la experiencia de explotación de Santa María de Garoña aparece en 1983 en *Nuclear España*⁽⁴⁶⁾. Felipe Galán incluye en su artículo los diagramas de potencia desde el comienzo de explotación de la central, año 1971, hasta el año 1982, éste incluido. Se observan numerosas paradas en los primeros años de explotación, la explotación al 80% de la potencia durante la segunda mitad del año 1973, todo el año 1974 y la primera mitad del año 1975, así como largas paradas en los años 1977, 1979, casi todo el año 1980, los años 1982-83 y 1985. A partir de entonces, Garoña funciona con factores de carga y disponibilidad muy satisfactorios, superiores a los medios de las centrales de su tipo, que le valen reconocimientos internacionales. Las paradas de urgencia de los primeros años deben considerarse normales y propias de una instalación nueva y compleja. La explotación a potencia reducida de los años 73 a 75 tenía como objetivo limitar las descargas radiactivas al medio ambiente por debajo de los requisitos de

42. N. E. 5 (17) Oct. 1986.

43. P. BLANC, «El programa de modificaciones de la central nuclear José Cabrera. Una visión general», N. E. 5 (17): 19-21, (1986).

44. A. RODRÍGUEZ y L. DÁVILA, «Desarrollo del programa de modificaciones, pruebas y puesta en marcha», N. E. 5 (17): 24-9, (1986).

45. M. T. SANZ y R. DE LA VEGA, «Actuación del Consejo de Seguridad Nuclear en relación con las modificaciones en la central nuclear José Cabrera», N. E. 5 (17): 57-60, (1986).

46. F. GALÁN, «Experiencia de explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña». N. E. 2 (8): 34-37 (1983).

la autorización. Las largas paradas de los años 82 y 83 se deben a la introducción de las mejoras resultantes del mencionado programa SEP, mientras que la larga parada de 1985 debe atribuirse a la sustitución de las tuberías de recirculación a causa de la aparición de fenómenos de corrosión bajo tensión del material austenítico del sistema primario.

La compañía General Electric, el suministrador de la caldera nuclear de Garoña, consideró que el sistema de agua en ebullición con ciclo abierto funcionaría de forma satisfactoria desde el punto de vista de la generación y escape al exterior de los gases radiactivos, esta creencia se basaba en la extraordinaria confianza que puso el proyectista en la capacidad de la vaina del combustible para retener los productos de fisión en circunstancias normales y previsibles de operación, de tal forma que sólo introdujeron un sistema de retardo de una *media hora* para eliminar por desintegración los productos de fisión y activación de vida corta.

La experiencia de explotación de Garoña y de otras centrales reveló la fragilidad de tales hipótesis. Las vainas de los elementos combustibles no eran tan perfectas como se suponía y el sistema de tratamiento de los gases del condensador tenía que ser mejorado. La humedad del combustible y la composición metalúrgica de las vainas de algunos de los elementos combustibles suministrados por General Electric no fueron sometidos a un estricto control, el hidrógeno producido en

la radiólisis del agua generaba hidruros con el níquel de las vainas, lo que producía poros penetrantes que permitían el escape de los productos de fisión.

A pesar de que el problema de las vainas fue resuelto en las nuevas recargas, se consideró también necesario mejorar el sistema de tratamiento de gases de acuerdo con una tecnología desarrollada en Alemania, que General Electric había considerado aceptable y conveniente. Este ejemplo pone de manifiesto la importancia de la verificación experimental, el control y la garantía de la calidad y la transferencia de tecnología entre naciones en el desarrollo de la seguridad nuclear. Entre tanto se realizaban las mejoras oportunas, las descargas estuvieron bajo un control permanente, que incluso llevó a la Dirección de Seguridad Nuclear de la JEN a realizar vuelos tripulados utilizando una avioneta de prospección a fin de vigilar el ambiente radiactivo. Por parte de la Empresa se desarrolló y perfeccionó un sistema para identificar el combustible e incluso las varillas deterioradas, que se utiliza también en otras instalaciones con el mismo fin.

Los bajos rendimientos de los años 1977, 1980 y 1985 se han de atribuir a problemas relacionados con los materiales utilizados, algunos de los cuales han resultado incompatibles con el refrigerante en las condiciones de explotación de la central, lo que ha obligado a realizar

«... inspecciones y reparaciones en estrecho contacto con la vasija del reactor que han demostrado...la existencia de medios técnicos y humanos para aplicar con éxito las mejores innovaciones tecnológicas... »⁽⁴⁷⁾.

El problema, de naturaleza genérica, ha sido estudiado en profundidad, tanto por la empresa eléctrica como por las autoridades⁽⁴⁸⁾ pero ha requerido la sustitución de gran parte del sistema de recirculación del reactor y la inyección de hidrógeno a fin de reducir el potencial oxidante del refrigerante.

Tanto en José Cabrera como en Santa María de Garoña se habían diseñado sistemas de gestión de los residuos sólidos resultantes de la explotación bajo la hipótesis de que la Junta de Energía Nuclear retiraría con prontitud los bidones acumulados. José Cabrera diseñó un almacenamiento de intemperie protegido por taludes, situación que pronto se vio era insostenible. Garoña previó un pequeño almacén interno, que pronto se saturó, viéndose obligada a almacenar bidones de residuos en distintos lugares del edificio del reactor, lo que también resultaba inconveniente e inapropiado. El Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN, a la vista del retraso en los planes de la propia JEN, recomendó se construyesen silos de almacenamiento con capacidad para cinco años: de hecho, este

requisito pasó a formar parte de los condicionados de las autorizaciones de construcción de las centrales siguientes. La JEN no cumplió su cometido y las centrales se vieron obligadas a aumentar la capacidad de sus almacenes. Sólo en fecha muy reciente ha comenzado ENRESA a transportar bidones de tales residuos a su instalación de El Cabril. Aunque en el estado de ralentización actual un período de cinco años pudiera parecer muy corto, en el dinamismo de aquellos años, y la rapidez con la que se tomaban decisiones y realizaban proyectos, tal período parecía incluso muy largo.

La experiencia de explotación de los quince primeros años de la central nuclear de Vandellós I ha sido resumido en el número de julio-agosto de 1987 de la revista de la *Sociedad Nuclear Española* (Rev. S.N.E.)⁽⁴⁹⁾. El factor medio de carga conseguido alcanzó el 74,78% y nada hacía presagiar la cercanía del incendio del 19 de octubre de 1989 que causó su cierre. Analizadas todas las causas de indisponibilidad, se encuentra que el comportamiento defectuoso de los cambiadores de calor representa más del 50% de todas las causas. Tal comportamiento ha sido expuesto en *Nuclear España* por C. Fernández Palomero y J. Pérez Pallares (2)⁽⁵⁰⁾: se trata también de un problema de incompatibilidad entre los materiales utilizados y el *refrigerante* en

47. F. GALÁN, *loc. cit.*

48. L. MARTÍN, «Agrietamiento intergranular por corrosión bajo tensión: Causas y remedios». E. N. 29 (155): 231-7 (1985). Ver también J. C. CÁDIZ, «Evaluación de la integridad estructural de tuberías agrietadas en centrales nucleares», E. N. 29 (155): 237-47 (1985).

49. Rev. de la SNE 1(56): 27-33 (1987).

50. C. FERNÁNDEZ PALOMERO, «Resultados de la explotación de la central nuclear de Vandellós cumplidos los diez primeros años de funcionamiento». N. E. 2 (8): 38-46, 1983.

las condiciones de operación. En este caso, el problema resulta de una combinación desafortunada de las condiciones físicas del fluido secundario —turbulencia, temperatura y cambios de dirección y de las condiciones química— presencia de iones sensibilizantes y pH ácido. El problema conducía a la corrosión-erosión penetrante de aquellos codos de las torres de los generadores de vapor en los que se producía el cambio de fase. La solución supuso el cambio de las condiciones físicas del fluido —disminución de la velocidad y cambio de la zona de ebullición— y el aumento de la alcalinidad del refrigerante.

4.3. Las centrales de la segunda generación

Al finalizar el período de referencia, 1982, ya habían entrado en funcionamiento la mayor parte de las centrales de la segunda generación. El permiso de explotación provisional de Almaraz I se concedió el 14/10/1980, mientras que el de Ascó II se demoró hasta el 23/04/85. Cofrentes, se conectó por vez primera a la red el 14 de octubre de 1984. El Plan energético de 1983 aprobó la continuación de las obras de Vandellós II y Trillo I, mientras decidía la paralización de Lemoniz y Valdecaballeros. Además, el 29 de abril de 1982 (BOE núm. 156 del 01/07/82) el recién creado Consejo de Seguridad Nuclear concedía el permiso de explotación definitivo a Vandellós I, la primera y única de las centrales nucleares españolas que han alcanzado esta situación legal, aunque irónicamente

la única que ha sido también oficialmente puesta fuera de servicio como consecuencia del incendio del 19 de octubre de 1989.

La experiencia en el arranque de la central nuclear de Almaraz I ha sido descrita por J. Fernández Mesa en la mencionada revista⁽⁵¹⁾. Aparte de las dificultades propias de tal período, el hecho más significativo que ha afectado a esta central, y a Ascó, se ha de asociar al mal comportamiento de los generadores de vapor tipo D-3 de que van dotadas dichas centrales. Esta circunstancia, ahora en vías de solución, incluye muchos aspectos que merecen ser glosados.

La compatibilidad entre los distintos materiales de la central, en especial la barrera de presión y el refrigerante, ha sido objeto de una atención significativa, que aún continúa. Ya se han mencionado los problemas aparecidos en Garoña y en Vandellós I, ahora se han de mencionar los de Almaraz y Ascó, aunque en este caso se deben también a errores de diseño. El 20 de octubre de 1981 llega de Suecia la noticia de que uno de los tubos de uno de los generadores de la central Ringhals-3 había experimentado una pequeña fisura penetrante, que permitió el paso de refrigerante primario al circuito de vapor actuando las alarmas de protección. La noticia fue recogida con prontitud por E.N.⁽⁵²⁾ Westinghouse,

51. J. M. FERNÁNDEZ MESA, «Experiencias en el arranque de la Unidad I de la central nuclear de Almaraz». N. E. 2 (8): 48-50, 1983.

52. E. N. Noticiero, 25(133): 413, (1981).

como suministrador responsable, sugirió la parada de las centrales en explotación que incluían generadores de vapor del tipo D-3 a fin de proceder a su inspección. El 3 de noviembre de dicho año comenzó la inspección de los generadores de vapor de Almaraz I, que ya funcionaba a plena potencia, encontrando tubos adelgazados por erosión en los tres generadores, aunque aún lejos de la perforación. Se inició así un largo proceso que incluye tres fases representativas; medidas de precaución a fin de garantizar la explotación segura de la central hasta completar el estudio y solución del problema, análisis de las causas raíces del mismo e implantación primero de una solución provisional, y posteriormente de una solución definitiva. Se ha de comprender que la aparición de un tema significativo en aquella época provocó muchas consideraciones públicas, e incluso la intervención de la Comisión de Industria y Energía del Congreso de los Diputados.

El Consejo de Seguridad Nuclear informó de la situación al Congreso de los Diputados y al Senado (Documento CSN 31/12/81) así como a « ... las Comunidades Autónomas y a las Entidades Locales y Municipios que tienen instaladas centrales nucleares... ». Posteriormente, con fecha *uno* de septiembre de 1982, elaboró un informe técnico que fue reproducido por Nuclear España⁽⁵³⁾. En este informe se explicaba que, una vez taponados

los tubos considerados defectuosos, ...se autorizó la explotación provisional alimentando los generadores de vapor por la tobera principal al 50% de su valor nominal, efectuándose paradas periódicas para comprobar la evolución de los desgastes..., siendo ésta la principal cautela introducida en la explotación de la central, mientras se investigaba el problema y se administraba una solución. La mencionada Suecia, España, Brasil y los propios EE.UU. resultaron ser los países propietarios de centrales Westinghouse con generadores D-3. En Suecia se inició pronto una intensa labor investigadora en colaboración con la empresa suministradora, mientras que el organismo regulador de los EE.UU. puso pronto en juego su potencial evaluador de causas, consecuencias y análisis de las soluciones propuestas. Tanto los propietarios como los organismos oficiales españoles estuvieron siempre informados de todas estas actividades. J. M. Figueras y colaboradores del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN⁽⁵⁴⁾, ha recopilado el fruto y circunstancias de dichas actividades.

Se descubrió muy pronto que la causa raíz del fenómeno se debía a la erosión de los tubos contra la placa soporte al vibrar en sus alojamientos. Tales vibraciones eran producidas por un pobre diseño de la tobera de entrada del refrigerante secundario, que en el modelo D-3 se encontraba en el cuerpo y

53. El informe oficial del CSN fue reproducido en N. E. 1 (3): 36-40, (1982).

54. Informe sobre el seguimiento del estado de los tubos de los generadores de vapor de la central nuclear de Almaraz. (Noviembre 81-Marzo-82). JEN Departamento de Seguridad.

no en la cabeza del generador con el objetivo de aumentar el rendimiento térmico. Visto *a posteriori* el problema no debería haber ocurrido. El proyecto térmico del nuevo modelo era sin duda mejor, pero no el hidráulico, lo que revela que el procedimiento de control de calidad del diseño no fue efectivo. Además, al tratarse de un nuevo tipo de generador de vapor, un *prototipo* del mismo debería haber sido sometido a pruebas exhaustivas antes de su instalación en las centrales, que deberían haber sido diseñadas para poder descubrir tal defecto. Además, el nuevo modelo debió ser evaluado por las autoridades de seguridad de cada uno de los cuatro países afectados, e incluso por los expertos del Organismo Internacional de Energía Atómica que participaron en algunas de dichas evaluaciones. Ninguno de estos procesos fue capaz de detectar una situación potencialmente anormal, lo que revela las sutilezas de la seguridad y la importancia de la calidad integral. También es significativo que la solución encontrada fuese la de instalar una caja de distribución del caudal similar a la que ya venían utilizando los diseños alemanes de la KWU, si bien en el caso de los D-3 la introducción de tal distribuidor había de hacerse en partes y no como una unidad, aparte las cargas radiológicas de los trabajadores que hubieron de realizar la operación en la central de Almaraz I. Tal operación fue más fácil en Almaraz II y en Ascó, ya que en estos casos los generadores de vapor ya estaban montados, pero las centrales no habían funcionado.

Se ha dicho antes que la Comisión de Industria y Energía del Congreso discutió varios aspectos del tema, incluyendo la participación nacional en la solución técnica. El informe emitido por dicha Comisión⁽⁵⁵⁾ no refleja el esfuerzo realizado. Este esfuerzo fue especificado con mayor detalle en el número de septiembre de 1983 de *Nuclear España*, dedicado a la central nuclear de Almaraz. En este número, J. Hervás, de Tecnatom⁽⁵⁶⁾, expone el programa de investigación CI-10, realizado por dicha institución y subvencionado por Almaraz y Ascó con el objetivo de hacer óptima la de-tección de los defectos causados en los generadores tipo D-3. Por su parte, J. J. Gorosarri⁽⁵⁷⁾ incluye en su artículo detalles de la solución encontrada y describe la participación española en la solución del problema. La operación subsiguiente de las centrales de Almaraz y Ascó reveló que la erosión inducida por vibraciones había desaparecido, pero aparecían nuevos defectos de naturaleza metalúrgica, que obligaban a taponar un número creciente de tubos, lo que ha llevado a ambos propietarios a decidir sustituir los generadores de vapor antiguos por otros de nuevo diseño y con materiales más apropiados. Además, la industria española a través de UNESA ha establecido un amplio

55. El Informe de la Comisión fue reproducido en N. E. 3 (17): 55-9, (1984).

56. J. HERVÁS, «Defectos de "freetting". Inspecciones y desarrollo del Programa», *CI-10*. N. E. 2 (13): 38-47, (1983).

57. J. J. GOROSARRI, «Generadores de vapor. Tratamiento e implementación de la solución definitiva». N. E. 2 (13): 49-61, (1983).

programa de investigación, llamado IPIRG y desarrollado en CIEMAT⁽⁵⁸⁾, que tiene como objetivo predecir el comportamiento de los generadores de vapor de cada una de las centrales nucleares españolas con reactor PWR.

La unidad I de la central nuclear de Ascó recibió el Permiso de Explotación Provisional por Orden Ministerial del 22 de julio de 1982, mientras que la unidad II recibió tal permiso el 22 de abril de 1985. La experiencia adquirida en la construcción de esta central ha quedado bien reflejada en un número monográfico de *Nuclear España*⁽⁵⁹⁾. Durante el período de construcción de la unidad núm. 2 apareció un fenómeno interesante relacionado con movimientos diferenciales de la cota de explanación a causa del desmonte realizado y a la presencia en el subsuelo de arcillas expansivas por adsorción de agua. El problema ha sido analizado en detalle por la propia compañía y sus asesores, así como, en su momento, por el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN y posteriormente, una vez creado, por el Consejo de Seguridad Nuclear. R. Granados y A. Barrera⁽⁶⁰⁾ describen en dicha publicación cómo se montó una de las redes de auscultación *...más completas existentes en el mundo...* que permitió la cuantificación

del problema y la introducción de modificaciones de diseño para evitar sus consecuencias.

La central nuclear de Cofrentes recibió el permiso de construcción en 1975 y el Permiso de Explotación Provisional en octubre de 1984, la explotación de esta central se sale de los límites de esta glosa. La construcción de una instalación nuclear como Cofrentes es una empresa de ingeniería llena de dificultades que requiere atención a los detalles. En la época de Cofrentes la garantía de la calidad en el diseño, fabricación, montaje y verificación se encontraba ya bien arraigada en España. Este cuidado por la calidad queda bien reflejado en el número monográfico de julio/agosto de 1984⁽⁶¹⁾ que *Nuclear España* dedicó a Cofrentes ante la inminencia de su puesta en marcha, cuya planificación es descrita por M. Acero⁽⁶²⁾, mientras que J. Villalba, G. Pérez y V. J. Barbero describen respectivamente la obra civil, el montaje mecánico y el eléctrico^(63, 64, 65).

Uno de los hechos más significativos que ocurrieron durante la construcción y montaje de la central nuclear de Cofrentes se relaciona con la riada del 19 al 21 de octubre de 1982

58. J. R. PELÁEZ y M. D. GÓMEZ, «Alcance multisectorial del programa de materiales». Rev. S. N. E. 2 (66): 20-2, (1988).

59. N. E. 2 (6): 15-61, (1983).

60. R. GRANADOS y A. BARRERA, «El desarrollo del proyecto y la construcción de la central nuclear de Ascó». N. E. 2 (6): 24-36, (1983).

61. N. E. 3 (23): 19-80, (1984).

62. M. ACERO, «Puesta en marcha de la central nuclear de Cofrentes». N. E. 3 (23): 26-33, (1984).

63. J. VILLALBA, «La obra civil». N. E. 3 (23): 44-7, (1984).

64. G. PÉREZ, «El montaje mecánico». N. E. 3 (23): 50-62, (1984).

65. V. J. BARBERO «El montaje eléctrico». N. E. 3 (23): 67-71, (1984).

en el valle de Ayora, donde se ubica la central; aunque las aguas subieron allí casi *once* metros sobre el nivel normal, las obras de la central, salvo edificios temporales, no se vieron afectadas y los edificios principales quedaron 35 metros por encima de la cota de las aguas. Esta situación no fue coyuntural, la cota de explanación de la central se había fijado para condiciones más estrictas que suponían la rotura de alguna de las grandes presas —Alarcón o Contreras— situadas aguas arriba. Este hecho y sus circunstancias justifican la atención que se presta al análisis de las consecuencias de los llamados *factores externos* o de la naturaleza. La revista Nuclear España, órgano recién creado de la SNE, dio cuenta de estos hechos en su número quinto⁶⁶.

4.4. La seguridad y el ciclo del combustible

Los riesgos asociados a las instalaciones de enriquecimiento isotópico y fabricación del combustible tienen su principal origen en la posibilidad de situaciones supercríticas destructivas; en todas las instalaciones de la primera mitad del ciclo, salvo en el caso de manejar combustibles reelaborados, los riesgos radiológicos son muy escasos, incluso comparables a los químicos. Por contra, el principal problema de las instalaciones de la segunda mitad del ciclo esta relacionada con la presencia de cantidades significativas de productos de fisión y de activación, sin descartar,

sobre todo en las instalaciones de reelaboración, la posibilidad de los estados supercríticos. Se ha desarrollado toda una tecnología de la seguridad asociada a las instalaciones del ciclo que ha recibido considerable atención; por ejemplo, en la NEA/OECD existe un grupo permanente de trabajo dentro del ya citado CSNI, quien ha publicado interesantes monografías sobre el tema.

Hasta la creación de ENUSA, la responsabilidad del ciclo recaía en la JEN, donde se trataban prácticamente todas las etapas, incluyendo la reelaboración del combustible irradiado en reactores experimentales. Cuando se puso en marcha la planta piloto de reelaboración M-1 se llegó a afirmar que la JEN había sido capaz de cerrar el ciclo del combustible. Hasta la creación de la Comisión Asesora de Seguridad del Centro, CASN, la seguridad de las instalaciones del ciclo no se sometía a evaluación independiente. Incluso después de creada la CASN las instalaciones que se encontraban en el exterior del Centro —las explotaciones mineras, las instalaciones de fabricación de concentrados e incluso la fábrica de uranio «General Hernández Vidal»— continuaron sin ser analizadas de forma independiente; sin embargo, las instalaciones que ENUSA había recibido de la JEN fueron pronto sometidas a los requisitos del *Reglamento de Instalaciones nucleares y radiactivas* de 1972.

La CASN del Centro «Juan Vigón» tuvo ocasión de revisar la seguridad de las instalaciones

66. Reportaje «La riada de octubre en el valle de Ayora y la central nuclear de Cofrentes». N. E. 1 (5): 14-7, (1982).

piloto de fabricación de compuestos de uranio; fabricación de elementos combustibles tipo MTR con geometría plana y tubular; la explotación de las celdas calientes, donde se realizaron importantes observaciones sobre elementos combustibles muy irradiados en la central José Cabrera; la explotación de la mencionada instalación de reelaboración M-1, y la planta de tratamiento de residuos CIES. Tanto los responsables de la explotación de dichas instalaciones como los propios miembros de la CASN adquirieron una experiencia significativa. El punto cumbre de sus deliberaciones se presentó en 1971 con ocasión del incidente, que se menciona en otro lugar, y la revisión general de la seguridad de las instalaciones para una comisión de expertos internacionales del OIEA, que siguió.

Los aspectos fundamentales de la seguridad de las instalaciones del ciclo comienzan a preocupar muy tempranamente al Servicio de Seguridad Nuclear de la JEN. Así, T. San Segundo y F. Rodrigo, de la División de Seguridad Nuclear, publican en 1982 un artículo pionero en *Energía Nuclear* sobre la seguridad en la extracción y transformación de minerales uraníferos⁽⁶⁷⁾. Tres años más tarde, de nuevo T. San Segundo e I. Amor, publican sobre la seguridad de los almacenamientos de hexafluoruro de uranio⁽⁶⁸⁾ y poco más tarde

F. Rodrigo expone la experiencia adquirida en el proceso de evaluación de la fábrica de Juzbado⁽⁶⁹⁾, la instalación más significativa de la primera parte del ciclo del combustible, la cual recibió la autorización previa el 08/07/1977, la de construcción el 12/07/1980 y la de explotación el 14/01/1985. Su seguridad en operación es constantemente vigilada y la experiencia adquirida muy satisfactoria.

La segunda mitad del ciclo del combustible, salvo las mencionadas actividades de la JEN a nivel de planta piloto, recibieron en España poca atención hasta la década de los años *ochenta*. En la clausura del curso académico 1981 del Instituto de Estudios Nucleares, el profesor B. López Pérez⁽⁷⁰⁾, en la solemne lección de clausura reconoce que ... *la parte final del ciclo del combustible no ha recibido... basta esta última década... la atención que se ha dado a la generación de energía propiamente dicha...* Esta falta de atención explica las dificultades que experimentaron José Cabrera y Garoña con el almacenamiento de sus residuos sólidos de operación, sin poder proceder a la evacuación. En efecto, la década de los años *ochenta* despierta un interés creciente por las cuestiones de la segunda mitad del ciclo del combustible, que tiene dos fases bien diferenciadas: el estudio INFCE y la creación de organismos específicos, de carácter

67. T. SAN SEGUNDO y F. RODRIGO, «La seguridad nuclear en la extracción y transformación de minerales uraníferos», E. N. 23 (117): 5-19 (1979).

68. T. SAN SEGUNDO e I. AMOR, «Aspectos de seguridad en el almacenamiento de hexafluoruro de uranio», E. N. 26 (135): 49-60 (1982).

69. F. RODRIGO «La seguridad nuclear en el enriquecimiento del uranio y en la fabricación de elementos combustibles para reactores de agua ligera», E. N. 26 (137): 180-93, (1982).

70. B. LÓPEZ, «Los residuos radiactivos», E. N. 25 (132): 297-311, (1981).

nacional, para la gestión de los residuos radiactivos. En ambos aspectos se hacen importantes contribuciones. A partir de 1982 nace también en España un movimiento político, encabezado por el primer Gobierno del PSOE, que insiste y consigue finalmente que se renuncie al vertido de residuos radiactivos sólidos en el mar.

El estudio INFCE (International Fuel Cycle Evaluation), que crease el presidente Carter en 1977, terminó sus deliberaciones en Viena en febrero de 1980 concluyendo que no existía ciclo alguno que impidiese la proliferación y reconociendo que la reelaboración era el camino más fácil para conseguirla. *Energía Nuclear* dedicó un número monográfico a esta trascendental cuestión⁽⁷¹⁾. Esta conclusión llevó al Presidente Carter a tomar la decisión, de naturaleza política con repercusiones mundiales, de renunciar en los EE.UU. a la separación química, al reciclado y a la economía del plutonio. Esta circunstancia ha llevado a muchos países, incluida España, a imitar tales renunciaciones, lo que en gran medida constituye el origen del estancamiento y desinterés que vive la energía nuclear. En España, el Plan Energético 1983 consagra esta medida al declarar que *los elementos combustibles irradiados han de considerarse como residuos de elevada actividad específica*. Descartada la reelaboración del combustible, la segunda parte del ciclo queda reducida a la gestión de los residuos, lo que justifica la

creación de ENRESA, cuyas actividades han crecido considerablemente, tanto en términos relativos como absolutos, a causa de tal declaración, así como consecuencia del cierre y desmantelamiento de Vandellós I y de los reactores de investigación.

La nueva política desencadena estudios de seguridad de los almacenamientos de los combustibles irradiados. Como en el caso de los residuos sólidos de operación no existe una solución nacional. Las piscinas de almacenamiento de los elementos combustibles irradiados se diseñaron para unos cuantos años de almacenamiento y pronto se saturaron, viéndose los explotadores obligados a incluir tecnologías de compactación con obvias repercusiones sobre la seguridad. Entre tanto, se organizan congresos y seminarios para exponer las características de la nueva tecnología. En mayo de 1982, por ejemplo, la NEA/OECD celebra en la JEN una reunión de especialistas sobre el «Almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados»⁽⁷²⁾ y la propia JEN comienza a realizar actividades de investigación. En 1975, de acuerdo con el *Reglamento de Instalaciones nucleares y radiactivas*, se concede a la JEN la autorización para almacenar residuos radiactivos en el emplazamiento de El Cabril, que posteriormente sería traspasado a ENRESA. Al mismo tiempo, se inicia un programa de investigación entorno al llamado Proyecto Stripa, adquiriendo

71. E. N. 24 (27): 395-467, (1980).

72. Este seminario ha sido glosado en la Editorial de E. N. 26 (137), (1969).

así experiencia y conocimientos muy significativos.

4.5. La ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear

En el año 1976 la Junta de Energía Nuclear celebró de forma muy solemne el XXV aniversario de su fundación. El acto quedó bien reflejado en un número extraordinario de ENERGÍA NUCLEAR⁽⁷³⁾, que también incluía una colección de artículos que glosaban *el haber* adquirido por la Junta durante sus primeros *veinticinco* años de historia. La seguridad nuclear fue considerada por A. Alonso con la ayuda de los miembros del Departamento de Seguridad Nuclear⁽⁷⁴⁾. En este artículo se analiza la historia pero también el posible desarrollo administrativo de la seguridad. Por aquella época, la OECD, en una publicación oficial, reconocía que los organismos estatales que se habían creado en muchos países para el desarrollo de la energía nuclear ... *han venido perdiendo parte de la importancia que adquirieron al principio de la energía nuclear...* Se reconocía también que en muchos países tales instituciones iniciales eran responsables, al mismo tiempo, de llevar a cabo las crecientes y complejas funciones de autorización y control de las instalaciones nucleares, así como desarrollar y promover los usos pacíficos de la energía nuclear, lo que

suponía una contradicción intrínseca, muy mal aceptada por la sociedad, sólo soluble separando ambas funciones en instituciones distintas, como de hecho ya se había hecho en países tan significativos como el Reino Unido, Alemania y Suecia; en los EE.UU. tal separación se materializó a partir del 1 de enero de 1975. Quedaba así sembrada la semilla, que fue fertilizada por el accidente de TMI-2, y que más tarde fructificó en la promulgación de la ley 15/1980.

La Ley 25/1964 sobre Energía nuclear ya había establecido el principio fundamental de que los titulares eran los responsables legales de la seguridad de las instalaciones y protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes; por tanto, el objeto de las penas y sanciones que pudieran derivarse de la utilización irresponsable o mal intencionada de las instalaciones nucleares y fuentes de radiación, de acuerdo con un régimen bien establecido en la propia Ley. Como en el caso de otras instalaciones o actividades peligrosas, la anterior asignación de la responsabilidad podría parecer suficiente, ya que las personas o entidades, potencial a realmente afectadas, podrían acudir al juzgado en demanda de justicia de acuerdo con las prescripciones de la propia Ley. Sin embargo, era obvio que la novedad y complejidad de la energía nuclear y de las radiaciones, en la práctica, supondrían para el individuo una situación de indefensión, tanto en lo que se refiriese a la prevención del daño, como a la estimación de los llamados daños diferidos

73. E. N. 20 (103): 336-463, (1976).

74. A. ALONSO, «La seguridad nuclear en España: pasado, presente y perspectivas futuras». E. N. 20 (103): 381-399, (1976).

de la radiación. Por tanto, para proteger los intereses de terceros, todos los países y organismos internacionales competentes han concluido que resulta imprescindible disponer de organismos competentes, independientes de cualquier otro interés, capaces de verificar en todo momento que las instalaciones y utilidades de la radiación se llevan a cabo dentro de los límites de seguridad definidos en las normas aprobadas. Se encontró también razonable dar cuenta del resultado de sus revisiones a la sociedad y a los individuos, lo que se hace en las democracias occidentales directamente y a través de los representantes del pueblo en el Parlamento.

Tres eran los modelos más significativos que cabía considerar: el francés, alemán y norteamericano. El modelo francés, conceptualmente muy parecido al italiano, no era muy distinto del que había definido la ley 25/1964 sobre Energía nuclear y los reglamentos que la desarrollan. En Francia, la autoridad reside en el Ministerio de Industria, mientras que la competencia técnica se encuentra en el Comisariado de la Energía Atómica, donde se había creado un Instituto muy competente que actualmente se conoce como *Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN)*, que en los aspectos de evaluación podría compararse, con las diferencias del caso, con el Departamento de Seguridad Nuclear incorporado a la JEN. En Francia, la inspección se encomienda al prestigioso *Cuerpo de Ingenieros de Minas*. De haber seguido tal modelo,

sólo hubiese sido necesario reforzar considerablemente la amplitud y competencia técnica del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN, circunstancia aceptada de antiguo por todos los responsables, pero no llevada a la práctica a causa de las dificultades administrativas y presupuestarias de la propia JEN, que por aquella época era ya un Organismo estancado.

El modelo alemán, también seguido en Bélgica, se basaba en una idiosincrasia muy distinta. Desde la revolución industrial, en los países de influencia o tradición germánica, los propios gremios de fabricantes habían establecido organizaciones con el objetivo de controlar y garantizar la calidad de sus propios productos con un mínimo control estatal. La llegada de la tecnología nuclear no cambió la esencia de esta tradición; se respetó además el federalismo del país. La estructura de control estatal de la seguridad nuclear daba un cierto poder de supervisión al Gobierno Federal pero dejaba la autoridad en manos de los Länder, mientras que los aspectos técnicos residían en una empresa privada: el *Gesellschaft für Reaktor Sicherheit (GRS)*, que incluye también capital federal. Además, la inspección de los diseños, fabricaciones y trabajos de construcción y montaje de las instalaciones seguía encomendándose a las llamadas *Technische Überwachung Vereinen*, propias de la industria convencional. Se había también creado una comisión asesora, llamada *Reaktor Sicherheit Kommission*, muy influyente

a causa de la elevada competencia técnica y científica de sus miembros. La tradición napoleónica y centralista que tanto había influido en la configuración administrativa del estado español estaba muy distante del modelo alemán, que fue pronto descartado.

El recién creado modelo americano fue siempre muy atractivo para los responsables españoles, que habían seguido las prácticas reguladoras de dicho país, circunstancia obligada y dependiente de la importación de tecnología que se había realizado. Por ello, resultaba más cómodo seguir el modelo de la recién creada *Nuclear Regulatory Commission*. A esta organización se le había dado la autoridad reguladora, depositada en un órgano colegiado de cinco miembros, y también la competencia técnica, depositada en un amplio y competente cuerpo técnico de expertos. En la ley de creación de la Institución se establecían las necesarias cautelas y procedimientos de apelación a fin de salvaguardar los derechos del administrado e impedir los abusos de autoridad.

La Dirección General de la JEN, en coordinación con el Ministerio de Industria y Energía, comenzó a elaborar borradores de la prevista ley en 1978, de modo que, con motivo de la aprobación del Plan Energético Nacional del Gobierno de UCD, el Congreso de los Diputados emite una Resolución, en julio de 1979, favorable a la creación de dicha Institución, de forma que muy pronto el Gobierno remite al Congreso una propuesta de Ley en cumplimiento de tal resolución.

Una fracción significativa del cuerpo técnico del Departamento de Seguridad de la JEN mostró, de muy diversas maneras, su preocupación por el contenido de los borradores y la propuesta final, que se había formulado sin un estudio previo exhaustivo de las prácticas seguidas en otros países de idiosincrasia, cultura y organización administrativa más próximos al nuestro, y sin una petición previa de opinión al propio cuerpo técnico del Departamento de Seguridad Nuclear, muchas veces sugerida; *a posteriori*, y sólo a insistencia de parte, se solicitó la opinión técnica sobre la propuesta que se iba a formular, sin dar tiempo a la realización de un trabajo razonable. Se ha de considerar que en aquella época dicho cuerpo técnico representaba el único grupo de la Administración conocedor de la materia. Los comentarios emitidos se basaban en el deseo de que el nuevo organismo satisficiera los tres requisitos siguientes: *independencia, competencia y autoridad*. La *independencia* tenía que garantizar una estricta separación de cualquier otro organismo público o privado que tuviese entre sus misiones el desarrollo, la promoción o la utilización de la energía nuclear o las radiaciones. La *competencia* significaba poseer una experiencia científica, tecnológica, jurídica y administrativa, en temas de seguridad y protección radiológica, igual o superior a las industrias y entidades a regular. La *autoridad* significaba la capacidad para tomar decisiones y establecer medidas efectivas, correctoras de cualquier situación, particular o

general, que pudiera producirse en las aplicaciones de la energía nuclear o fuentes de radiación. Desde luego, se consideró que en la propuesta enviada por el Gobierno al Parlamento no se cumplían estrictamente dichos requisitos básicos. Se redactó y propuso un nuevo texto alternativo que pretendía resolver las cuestiones anteriores introduciendo cambios mínimos, pero no fue aceptado.

En la discusión parlamentaria previa a la aprobación de la Ley se introdujeron modificaciones, pero ninguna de ellas modificó la esencia de la propuesta original vista desde los criterios básicos antes señalados. Al final se decidió crear una estructura intermedia entre la tradición francesa y la anglosajona. Como en Francia y en Italia, la autoridad permanecía en el Ministerio de Industria y Energía, si bien mediatizada, y la competencia técnica en el nuevo organismo, que recibió el nombre de *Consejo de Seguridad Nuclear*, con una estructura colegiada de cinco miembros, similar a la Nuclear Regulatory Commission de los EE.UU., de quien se hacía depender un cuerpo técnico a través de un Secretario General. En reconocimiento del *Estado de las Autonomías* creado en la nueva Constitución, se facultaba al Consejo a establecer encomiendas a las Comunidades Autónomas, y otras prerrogativas menores.

La *independencia* y la *autoridad* se proclaman de forma específica en el artículo primero de la ley, donde se define al Consejo como un organismo *independiente de la administración*

con competencia exclusiva, en el sentido de que le compete legalmente todo lo relativo a la seguridad nuclear y a la protección radiológica. Sin embargo, tal independencia y competencia se matizan posteriormente al afirmar que la concesión de las autorizaciones corresponde al Ministerio de Industria y Energía, si bien éste no puede actuar sin el informe previo, *preceptivo y vinculante* del Consejo en materias de su competencia. De igual forma, la imposición de sanciones o medidas correctoras corresponde también al Ministerio de Industria y Energía, si bien los procesos correspondientes han de ser iniciados por el Consejo. Existen excepciones muy poco significativas, como la autoridad para conceder licencias de operador, supervisor y jefaturas del servicio de protección contra las radiaciones, que se asignan por completo al Consejo. Además, la elección de Consejeros corresponde al Ministro de Industria y Energía, si bien ha de ser aprobada por el Consejo de Ministros tras obtener el visto bueno, por una mayoría de tres quintos, de la Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios del Congreso de los Diputados. Esta cadena de decisiones y aprobaciones introduce la decisión política en los nombramientos, que podrían así recaer en personas sin la *competencia técnica* que requiere la propia Ley. El principio de la competencia técnica, en el sentido de conocer bien los temas de su incumbencia, parece garantizado al dar la Ley al Consejo un patrimonio propio y la autoridad para recaudar tasas conmensurables con el trabajo a realizar.

La nueva Ley fue sancionada por su S.M. el Rey el 22 de abril de 1980⁽⁷⁵⁾. La noticia fue recogida y glosada en el Editorial de Energía Nuclear de dicho mes⁽⁷⁶⁾. La JEN se muestra resignada ante la nueva pérdida de competencias —antes se habían cedido a ENUSA las correspondientes a la primera mitad del ciclo del combustible y posteriormente se traspasarían a ENRESA los de la segunda mitad de dicho ciclo— y comenta

«... la Junta de Energía Nuclear, al reducir los azimutes de su quehacer, podrá concentrarse en la investigación, la promoción de la industria nuclear, la formación de personal y la cooperación internacional...»,

y al mismo tiempo esperanzada, al referirse a la más que segura cooperación y coordinación entre ella y la nueva institución, cuando concluye

«...es obvio que la JEN habrá de ser el soporte técnico del Consejo, desarrollando planes de investigación acordes con las necesidades de aquél...»

Después de proclamada la Ley se constituyó el primer Consejo. Los nombramientos propuestos por el Gobierno de la UCD no fueron aceptados por la mayoría parlamentaria prevista en la Ley. El veto formulado por el PSOE tampoco obtuvo dicha mayoría. Los servicios jurídicos del estado concluyeron que ante esta circunstancia el Gobierno podía proceder a los nombramientos originalmente propuestos, que se consolidaron el 10 de

marzo de 1981⁽⁷⁷⁾. Al día siguiente se constituyó el primer Consejo de acuerdo con la nueva Ley. Posteriormente se realizó la transferencia de la mayor parte de los expertos que formaban el cuerpo técnico del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN y el Consejo pudo comenzar a funcionar con sus medios propios, su historia no se glosa en estas breves notas.

5. Epílogo

Dentro de un escenario muy amplio, en el que también han sido actores representantes de la industria nuclear, usuarios de isótopos y fuentes de radiación e investigadores, esta narración glosa en especial las ilusiones, y también las frustraciones, del pequeño grupo de personas que en la Junta de Energía Nuclear introdujo, desarrolló y consolidó en España la seguridad nuclear en el aspecto regulador.

El dinamismo de la industria, la confianza de los usuarios en los beneficios derivados del uso de las radiaciones y el reconocimiento de la importancia de la seguridad nuclear como criterio básico de protección alimentaban las ilusiones del creciente grupo. Las limitaciones que impone el cumplimiento de requisitos de seguridad a la iniciativa privada y la aplicación de los preceptos legales engendraron un lógico rechazo por parte de los afectados, con frecuencia difícil de entender. La

75. BOE núm. 100 del 25/04/80.

76. E. N. Editorial 24 (124), (1980).

77. BOE núm. 59 del 10/03/81.

obvia necesidad de crecimiento del grupo se enfrentó a la rigidez administrativa de la propia JEN, lo que produjo desasosiegos al verificar que ni con un esfuerzo extraordinario era posible satisfacer con prontitud y profundidad las demandas que llegaban. La falta de interés por la creación de una *pirámide normativa* satisfactoria fue también causa de preocupación.

No obstante, hoy se reconoce la bondad de la tarea realizada por el Grupo de la JEN,

que ha servido de base firme para la creación y consolidación del actual Consejo de Seguridad Nuclear. La mayor parte de los componentes del antiguo Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN pasaron formalmente al cuerpo técnico del Consejo, muy pocos se quedaron en la JEN y aún menos buscaron otros caminos. Desgraciadamente, algunos se fueron para siempre. A ellos se dedica esta breve reseña historia.