

ANTECEDENTES DEL PROYECTO ZORITA. LICENCIAMIENTO, REGULACION Y NORMATIVA. EVOLUCION POSTERIOR

F. PASCUAL MARTINEZ



Francisco PASCUAL MARTINEZ es Ingeniero de Armas Navales, Licenciado en Ciencias Químicas y Dr. Ingeniero Geógrafo. Desde 1950 hasta 1954 trabajó en las Secciones de Moderados y Química de la JEN pasando, posteriormente, a ser Secretario Técnico de la misma durante cuatro años.

En 1960 fue nombrado Secretario General Técnico de la JEN, desempeñando, al mismo tiempo y durante un largo período, la Jefatura de la División de Ingeniería.

En 1972 fue designado Director General adjunto de Equipos Nucleares, S. A., cargo que ocupó por dos años, al final de los cuales pasa a ser Vicepresidente y Director General de la JEN.

En 1981 fue nombrado primer Presidente del Consejo de Seguridad Nuclear, cargo que desempeñó hasta el final del mandato, en noviembre de 1987.

Ha ocupado diferentes puestos de responsabilidad en empresas y organismos, tanto nacionales como extranjeros, así como en el campo de la docencia.

En la actualidad realiza actividades privadas como Asesor en asuntos nucleares.

Se cumplen en 1988 veinte años de la puesta en servicio de la primera central nuclear española, la CN José Cabrera, y se cumplen, por tanto, veinte años de experiencia, ampliamente positiva, en la explotación de centrales nucleares en nuestro país. La CN de Zorita, nombre con el que se la conoció en sus inicios, fue la pionera, seguida a corta distancia por la entrada en servicio de las CCNN de Garoña y Vandellós I, y, a más largo plazo, por las que han ido entrando posteriormente hasta alcanzar una potencia instalada de 7.845 MWe.

Veinte años de explotación comercial, con éxito, de esta tecnología, que puede afirmarse ha presentado menos problemas, menos riesgos y menos efectos sobre el medio ambiente que muchas otras actividades industriales, han permitido alcanzar un alto grado de madurez. En estos momentos, España cuenta con nueve unidades en explotación comercial, y una más a punto de ser conectada a la red; la producción de energía eléctrica de origen nuclear alcanzó, en 1987, la cifra de 41.200 millones de kWh (31 % de la producción total de energía eléctrica en dicho año). Por otra parte, la producción nuclear de 1987 ha sido superior a la producción total de energía eléctrica del año 1967 (último antes de incorporarse la energía nuclear), que fue de 40.600 millones de kWh. Finalmente, el factor de utilización medio de las centrales nucleares españolas en 1987 fue del 81 % (equivalente a siete mil noventa y seis horas de utilización anual a plena potencia), lo que nos coloca en el cuarto lugar entre las veinte nacionales del mundo occidental que cuentan con centrales nucleares en explotación, solamente superados por Finlandia, Suiza y Bélgica, por este orden.

Como final de estas consideraciones previas, deseo referirme a los aspectos de seguridad nuclear. Puede afirmarse que la explotación de las centra-

les nucleares españolas se ha llevado a cabo en condiciones satisfactorias, desde el punto de vista de la Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Ha sido constante el punto de vista del organismo regulador, primero la antigua Junta de Energía Nuclear y posteriormente el Consejo de Seguridad Nuclear, de que ninguna de las ventajas de la energía nuclear justifican su utilización si ésta no puede llevarse a cabo en las condiciones adecuadas de seguridad, punto de vista compartido por las empresas explotadoras que han comprendido que seguridad y disponibilidad de una central van unidas. Por otra parte, como es lógico, durante este período de operación de las centrales se han llevado a cabo modificaciones para mejorar las condiciones de explotación, como consecuencia de nuevos requisitos, o se han presentado incidencias que han requerido determinadas acciones; sin embargo, en ningún caso han tenido consecuencias sobre la seguridad, ni se han producido vertidos significativos, desde el punto de vista del impacto radiológico.

ACTIVIDADES PRELIMINARES

El interés de las empresas eléctricas por las aplicaciones específicas de la fisión nuclear aparece, por primera vez, a mediados de 1955, coincidiendo con la celebración de la primera Conferencia sobre usos Pacíficos de la Energía Atómica que, organizada por las Naciones Unidas, se celebró en Ginebra, el mes de agosto de dicho año. En estas mismas fechas, la JEN crea la Comisión Asesora de Reactores Industriales (CADRI), de la que, bajo la presidencia de don José María Otero Navascues, forman parte representantes de las Compañías Eléctricas, fabricantes de equipo, constructores y administración, y que habría de tener un importante papel en la promoción de la utilización de la energía nuclear.

Esta situación cristaliza en la creación, durante el año 1957, de NUCLENOR, formada por Iberduero y Electra de Viesgo y de CENUSA, formada por Hidroeléctrica Española, Compañía Sevillana de Electricidad y Unión Eléctrica Madrileña. La que podemos llamar muestra de largo de ambas sociedades tiene lugar en Madrid mediante sendas conferencias en los primeros meses de 1958. El 26 de febrero de 1958, en el Círculo de la Unión Mercantil e Industrial, don Manuel Gutiérrez Cortines, vicepresidente de NUCLENOR, pronunció una conferencia en la que presentó los planes de esa compañía en relación con las centrales nucleares. Después de indicar las necesidades energéticas de la zona norte señaló que, de acuerdo con los estudios iniciados por NUCLENOR, se estaba proyectando la

construcción de una central de 220-250.000 kWe en la parte alta del río Ebro, en las inmediaciones del pantano de Sobrón, para estar operativa en 1965. Posteriormente, el proyecto se realiza dando lugar a la construcción de la Central Nuclear de Santa María de Garoña, que, con una potencia de 460.000 KWe, entra en explotación en 1972.

El 29 de abril de 1958 tiene lugar la segunda de las conferencias citadas. Se celebra en el Casino de Madrid y la pronuncia don Jaime McVeigh, consejero de CENUSA. En ella se da cuenta de los estudios que está llevando a cabo la compañía en relación con el abastecimiento eléctrico de la zona centro-sur. Estos estudios comprenden los planes preliminares para la fu-

potencia, en las orillas del río Tajo, en la provincia de Guadalajara, estudios que culminan en la construcción de la CN de Zorita. Por otra parte, Hidroeléctrica Española realiza los estudios previos y selecciona un emplazamiento en Irta (Castellón) en las cercanías de Peñíscola. El proyecto, aun contando con una autorización previa, no llega a cristalizar debido a problemas legales, relacionados con la utilización del suelo, que de acuerdo con la legislación de la época lo hicieron inviable.

PROYECTO ZORITA

Analicemos muy brevemente cuál era la situación del desarrollo de las centrales nucleares a finales de los cincuenta y comienzos de los sesenta.



Transporte por la carretera N-400 de la vasija del reactor. Agosto 1966

tura construcción de una central nuclear de 200-250.000 KWe que estuviese operativa en 1965-66. Este proyecto no se lleva a efecto, llegándose a la disolución de CENUSA. Sin embargo, estos estudios fueron los antecedentes que llevarían, posteriormente, a la construcción y puesta en marcha, en 1981, de la Central Nuclear de Almaraz, proyecto realizado por las tres mismas sociedades que constituyeron CENUSA, aunque ahora su colaboración se establecía a través de una Asociación de Empresas.

En esta misma época, finales de los cincuenta y comienzos de los sesenta, surgen dos iniciativas de sociedades eléctricas individuales: Unión Eléctrica Madrileña estudia la posible construcción de una Central Nuclear, de baja

Tres eran los tipos de reactores que habían alcanzado mayor nivel de desarrollo: los reactores de grafito-gas, con uranio natural como combustible, cuya principal utilización en aquellos momentos era la producción de plutonio con fines militares (la energía eléctrica generada era un subproducto) y los reactores de agua ligera, en sus dos variantes de agua a presión y de agua en ebullición.

El proyecto Zorita no consideró los reactores grafito-gas y se centró, desde el primer momento, en los reactores de agua ligera. El desarrollo de los reactores de agua a presión de había realizado dentro del programa de propulsión nuclear de submarinos, Westinghouse es la sociedad que colabora con la administración, y culmina, en

cuanto a generación de energía eléctrica, en la construcción de las centrales nucleares de Shippingport, todavía dentro del programa naval, con 60 MWe de potencia neta, y la Yankee Rowe, de 132 MWe, que entra en explotación en 1960; tiene cuatro circuitos de refrigeración y es considerada como la primera central del programa americano de demostración de potencia.

El desarrollo de los reactores de agua en ebullición tiene su origen en el Laboratorio Nacional de Argonne; la idea corresponde a Samuel Untermyer, que, en contra de extendidas opiniones de la época, sostiene que el hecho de hacer hervir el agua no tenía por qué, "a priori", originar dificultades de operación y control insuperables. A través

en Eureka California con una potencia de 50 MWe, incrementada más tarde a 70 MWe. Este reactor entraría en servicio en 1962.

Ante esta situación una primera idea de los promotores del proyecto Zorita fue la de realizar en España una duplicación de la Central de Humboldt Bay. Esta idea llevó a que las especificaciones para la petición de ofertas de la Central de Zorita, aun no señalando exactamente este objetivo, estuviesen orientadas en esa dirección, lo que explica algunas características de esta Central en relación con las centrales de agua a presión de la misma época. Sin entrar en detalles, sólo señalaremos que, como sabido es de todos, la decisión final correspondió a la selección de una Central de agua a presión

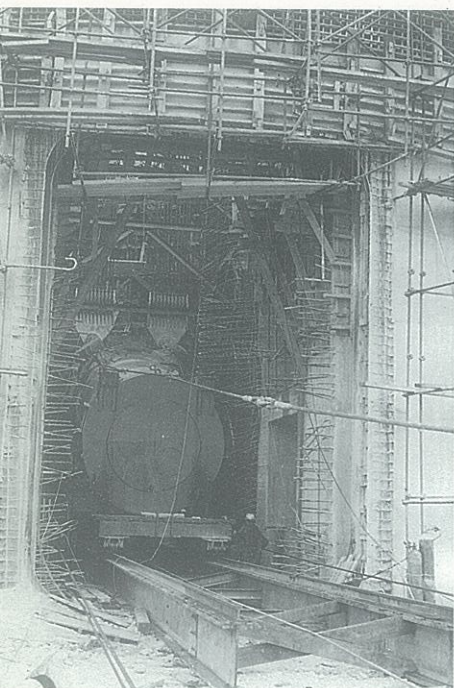
brera) obtiene la autorización de emplazamiento el 27 de marzo de 1963, la autorización de construcción el 24 de junio de 1964, alcanza la primera criticidad el 30 de junio de 1968, se acopla a la red el 14 de julio de 1968 y entra en explotación comercial en febrero de 1969.

LICENCIAMIENTO Y REGULACION

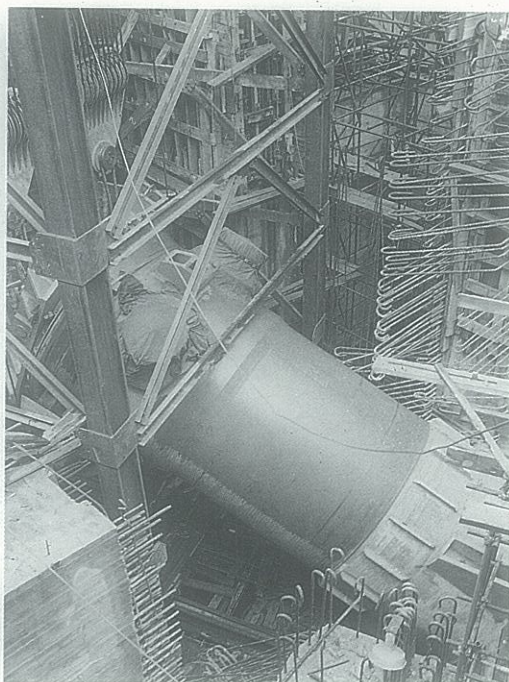
Al iniciarse, a comienzos de los sesenta, el proyecto Zorita no existe en nuestro país ninguna normativa específica en cuanto al licenciamiento de una Central Nuclear. El bagaje regulador es muy escaso, existen únicamente dos disposiciones que pueden ser aplicables: el Decreto-Ley de la Jefatura del Estado, de 22 de octubre de 1951, por el que se crea la Junta de Energía Nuclear y la Orden Ministerial de la Presidencia del Gobierno, de 22 de diciembre de 1959, sobre Protección contra las radiaciones ionizantes. El Decreto-Ley de creación de la JEN que establece, como función primordial de este organismo, la de "orientar y dirigir las investigaciones, estudios, experiencias y explotaciones conducentes a la mejor aplicación de la energía nuclear a los fines nacionales". En cuanto a lo que podemos considerar como función reguladora señala como funciones de la JEN: proponer la legislación complementaria que proceda, asesorar preceptivamente al Gobierno en materias relacionadas con la energía nuclear y, en cuanto a los isótopos, encarga a la JEN "la obtención, distribución e intervención del uso de los isótopos radiactivos".

La O. M. sobre protección contra radiaciones ionizantes recoge las normas establecidas en aquellos momentos por la OECE, adaptadas a la situación española, tanto del personal profesionalmente expuesto como del público en general.

En el año 1964, un año después de la concesión de la autorización del emplazamiento de la Central Nuclear de Zorita, pero antes de conceder la autorización de construcción, se aprueba la Ley 25/64, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear. Esta ley establece el marco legal al que ha de ajustarse la construcción y explotación de instalaciones nucleares y radiactivas, señalando el papel a realizar por la Junta de Energía Nuclear. En esta Ley se encarga ya, a la JEN, de forma específica "El Análisis de los Riesgos y la Seguridad Intrínseca, así como la inspección en este aspecto de las instalaciones nucleares y radiactivas". Al mismo tiempo, establece que la construcción de instalaciones nucleares y radiactivas requerirá autorización del Ministerio de Industria, siendo preceptivo, y podemos decir que semivinculante, el informe de la JEN, y faculta a ésta para



Entrada de la vasija del reactor al edificio de contención. Octubre 1966



Iniciación de la maniobra de colocación de la vasija del reactor en posición vertical. Octubre 1966

de una serie de experimentos, conocidos con el nombre genérico de BORAX y SPERT, se llega al proyecto y construcción, en Argonne, del Reactor Experimental de Agua en Ebullición (EBWR), de 5.000 kW, que alcanza plena potencia en diciembre de 1956. General Electric patrocina esta tecnología, capta al doctor Untermyer, y ofrece a las compañías eléctricas este tipo de reactor. Construye un reactor de baja potencia en sus instalaciones de Vallecitos en California y, posteriormente, para la Commonwealth Edison suministra el reactor de Dresden, de 180 MWe de potencia, que entra en explotación a fines de 1959. Paralelamente, en 1958, para la Pacific Gas and Electric, se construye el reactor de agua en ebullición de Humboldt Bay,

de 143 MWe de potencia, aumentada posteriormente a 160 MWe, con unas características avanzadas en relación con su tiempo. Entre estas características cabe destacar, como más importantes, la existencia de un solo circuito de refrigeración (frente a los cuatro con que contaba Yankee Rowe para una potencia del mismo orden) como consecuencia de la mayor capacidad de las bombas del primario que permitirán utilizar una sola para el caudal necesario. Otra característica importante corresponde al empleo del Zircaloy como vaina de los elementos combustibles en lugar de acero inoxidable, con la consiguiente mejoría en la economía de neutrones.

La central nuclear de Zorita (que posteriormente se denominará José Ca-

realizar las inspecciones necesarias para las instalaciones.

Durante el período comprendido entre la promulgación de la Ley sobre Energía Nuclear, en 1964 y 1972, fecha en la que se publica el actual Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, tiene lugar una amplia tarea de licenciamiento que tiene, como base legal, únicamente la citada ley. Durante este período se construyen y se ponen en marcha las tres centrales que constituyen la primera fase del programa nuclear español: José Cabrera (1968), Garoña (1971) y Vandellós I (1972). En estos casos la tramitación de las licencias correspondientes se efectúa mediante procesos establecidos provisionalmente, que constituyen, en muchos casos, el primer borrador del citado Reglamento.

Por Decreto 2869/1972, de 21 de julio, se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, por el que se regula el régimen de autorizaciones administrativas, pruebas y puestas en marcha de distintas instalaciones. Se establecen las misiones de la JEN en el aspecto regulador, se fija la documentación a presentar al solicitar las autorizaciones, el proceso administrativo a seguir, la realización de inspecciones, la regulación del personal de las instalaciones, etc. Las centrales nucleares posteriores a esta fecha se autorizan, construyen y ponen en marcha siguiendo las normas contenidas en este Reglamento.

El desarrollo de la energía nuclear, especialmente en la primera parte de la década de los setenta, viene marcado por una amplia contestación a esta energía. Una de las consecuencias de esta situación será la creación de organismos reguladores independientes separados de los que llevan a cabo las tareas de promoción. En España, la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, consagra esta separación de funciones configurando este organismo como único competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Son funciones del CSN, entre otras, la propuesta al Gobierno de las Reglamentaciones en materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica; el informe en la concesión de autorizaciones de Instalaciones Nucleares y Radiactivas; la realización de inspecciones; la participación en los planes de emergencia; la concesión de licencias al personal de explotación, etc. Los informes de CSN son preceptivos, en todo caso, y, además, vinculantes cuando tengan carácter negativo o denegatorio de la concesión y, asimismo, en cuanto a las condiciones que se establezcan, caso de ser positivos. El CSN es un organismo independiente

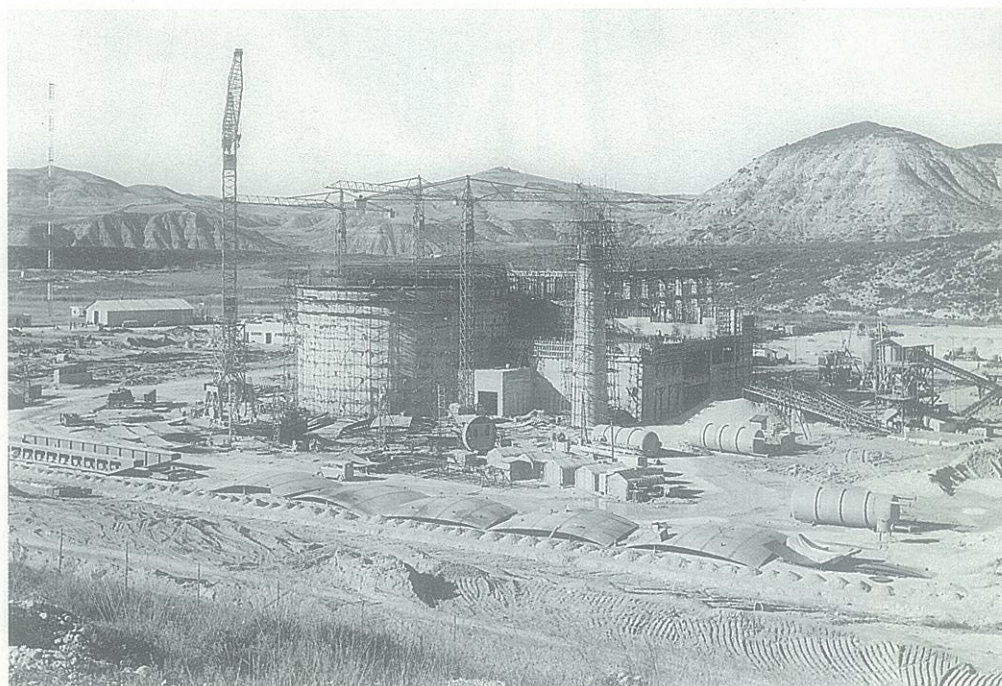
de la Administración Central del Estado y semestralmente informa al Congreso de los Diputados y al Senado sobre el desarrollo de sus actividades. En la actualidad se está procediendo a una profunda revisión del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas de 1972 para su puesta al día.

NORMAS DE SEGURIDAD Y PROTECCION

Al iniciarse el desarrollo del programa nuclear español con la presentación de las primeras solicitudes de autorización de emplazamientos, no existe en España ninguna normativa específica en el campo de la seguridad de las centrales nucleares. Se cuenta únicamente con la experiencia de la construcción

La carencia de esas normas específicas hace que en toda la primera fase del programa nuclear español se recurra a las normas del país origen de la tecnología, y se hagan de obligado cumplimiento en todo lo que se refiere tanto a las características del emplazamiento como al diseño, construcción y puesta en marcha de las centrales nucleares. Este cumplimiento se impone a través de sus respectivas autorizaciones, mediante el establecimiento de unos condicionados o mediante la exigencia de determinados requisitos a cumplimentar antes de conceder la autorización.

Con posterioridad, se fue desarrollando normativa española entre la que podemos citar: algunos aspectos técnicos del Reglamento de Instalaciones

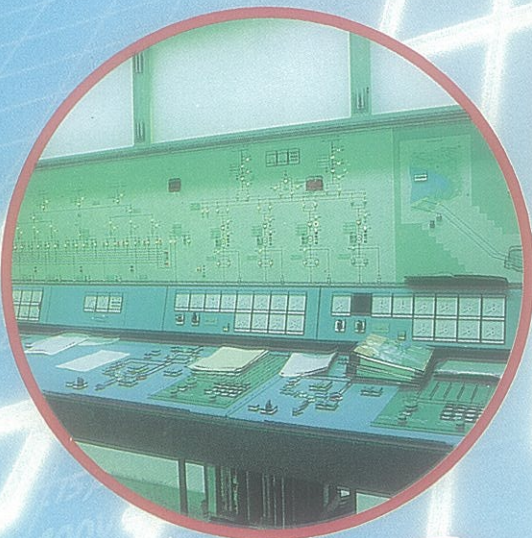
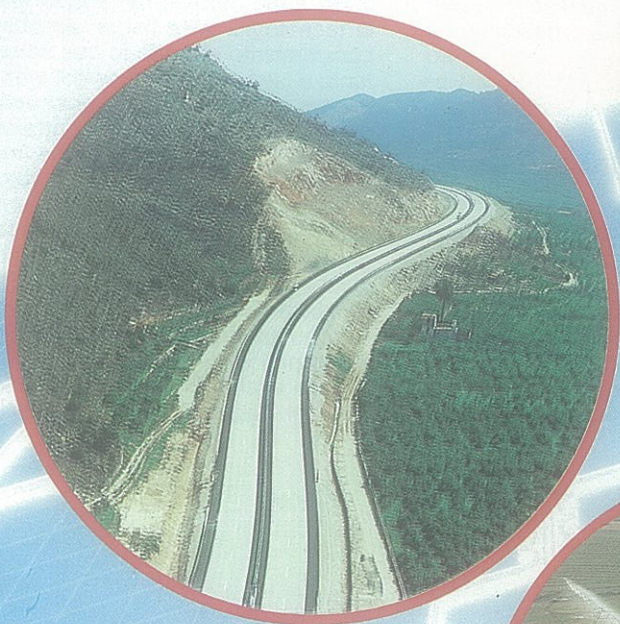


Vista general desde el sur. Diciembre 1966

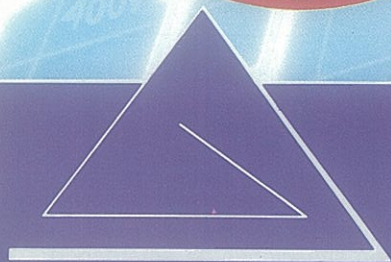
y explotación, por la Junta de Energía Nuclear, de un reactor de investigación, el JEN-I, construido con tecnología y ayuda americana. Sin embargo, se había creado ya, dentro de la JEN, un "Grupo para el estudio de la evaluación de riesgos en reactores" que había de ser el embrión del futuro Departamento de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Este grupo mantiene colaboración con la Comisión de Energía Atómica (AEC) americana, y es el encargado de controlar que la selección del emplazamiento, proyecto y construcción del reactor, así como su futura explotación, se efectúa en condiciones adecuadas de seguridad, a través de la aplicación de los requisitos exigidos por la AEC en reactores similares en EE. UU.

Nucleares y Radiactivas, medidas de Protección contra las radiaciones ionizantes (O. M. de la Presidencia del Gobierno de 22-12-1959); Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes de 1982 (recientemente revisado); Criterio Radiológico a aplicar en situaciones de emergencia; Criterios objetivos para la selección de emplazamientos de instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos, así como otras Normas y Guías.

Sin embargo, es necesario señalar que utilizando tecnología importada se ha utilizado también, en una gran proporción, normativa importada, de forma que en todo el programa nuclear español se han utilizado tres fuentes de normativa:



CENTRALES ELECTRICAS • AGRONOMIA • OBRAS HIDRAULICAS
 • CARRETERAS • PUERTOS Y COSTAS • ARQUITECTURA Y URBANISMO •
 GEOLOGIA Y GEOTECNIA • MEDIO AMBIENTE • PLANTAS INDUSTRIALES



inypsa

INFORMES Y PROYECTOS, S.A.

INGENIEROS CONSULTORES

MADRID

General Díaz Portier, 49
 Teléfono: (91) 402 45 92*
 Télex: 42496 inyp E
 28001 MADRID

BARCELONA

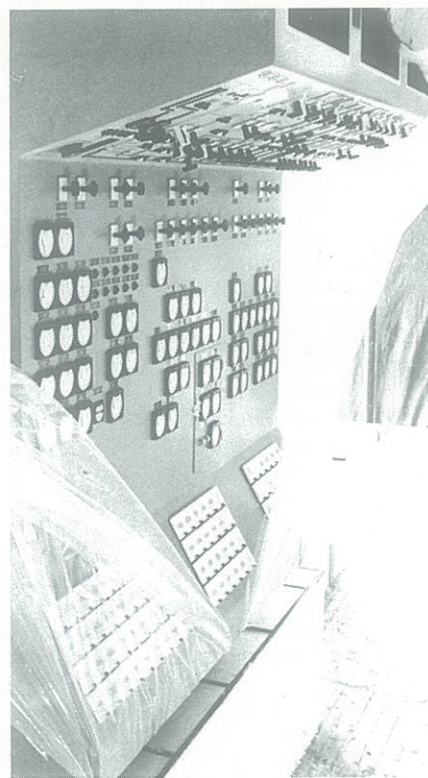
Gran Vía de Carlos III, 124
 Teléfono: (93) 205 08 62
 Télex: 97809 inyp E
 08034 BARCELONA

- Normativa española que sea específicamente aplicable.
- Normativa establecida por Organismos Internacionales.
- Normativa del país de origen de la tecnología utilizada como complemento de las anteriores.

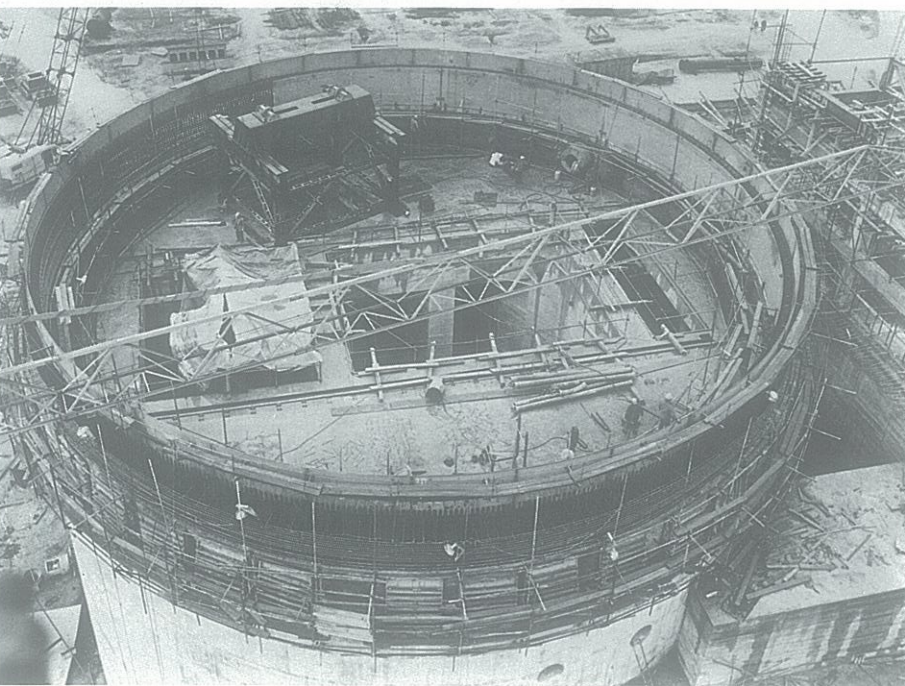
EVOLUCION DE LOS CRITERIOS Y NORMAS DE SEGURIDAD Y PROTECCION

Las centrales nucleares presentan una característica especial respecto a otras instalaciones; su funcionamiento da lugar a la producción de grandes cantidades de productos radiactivos que representan un riesgo potencial y que pueden llegar a producir daños a los seres vivos si grandes cantidades de

sa en profundidad" a través del establecimiento de tres niveles de seguridad en el proyecto, construcción y explotación de las centrales nucleares. El primer nivel de seguridad se basa en diseñar el reactor y sus componentes, de forma que puedan funcionar con un alto grado de fiabilidad y, por tanto, con muy baja probabilidad de fallo. Con este objeto se debe poner énfasis en la calidad de los materiales y de la fabricación mediante el establecimiento de códigos; se debe proyectar la instalación para que pueda soportar los agentes exteriores, se debe garantizar la parada segura en caso de incidencias; en resumen, debe diseñarse la planta de forma que pueda ser construida y explotada de acuerdo con las más estrictas normas de calidad.



Mandos de control eléctrico. Junio 1967



Vista aérea. Cota 121 del reactor y erección del puente grúa. Febrero 1967

ellos se liberan al medio ambiente. Todas las condiciones que se establecen en el funcionamiento de estas instalaciones van dirigidas a reducir al máximo los efluentes radiactivos de forma que las dosis recibidas por personas o animales sean inferiores a las variaciones de las dosis recibidas por radiación natural. Por otra parte, en la explotación de las centrales existe la posibilidad de que se produzcan situaciones anormales que puedan dar lugar al escape de productos radiactivos. Evitar estas situaciones anormales y mitigar al máximo sus efectos, caso de que se produzcan, será también objetivo de las normas de seguridad. Esta característica llevó a los organismos encargados de garantizar la seguridad a aplicar la filosofía de la "defen-

El segundo nivel de seguridad se basa en el hecho de que la instalación pueda responder favorablemente ante cualquier incidente que pueda presentarse. En toda instalación, por muchas garantías que se hayan tomado en su proyecto y construcción, cabe la posibilidad de que se produzcan averías o se presenten problemas durante su explotación. Por tanto, la central nuclear debe estar provista de sistemas de protección para hacer frente, de manera segura, a las situaciones anormales que, previsiblemente, puedan presentarse.

Por último, el tercer nivel debe garantizar que no se producen escapes significativos de radiactividad, incluso en el caso improbable de que se produzca un accidente, para lo cual deben incor-

porarse sistemas de protección y barreras que eviten ese escape. Para establecer el alcance de estos sistemas y barreras se presentan los denominados accidentes base de diseño, se analizan sus consecuencias y los sistemas de seguridad se diseñan sobre esa base. En resumen, el último objetivo de la seguridad es reducir al mínimo el riesgo, tanto del público como de los trabajadores de la central.

Partiendo de esta filosofía, que se ha mantenido desde el comienzo del desarrollo de las centrales nucleares, se ha establecido una serie de reglamentos, códigos, normas y guías reguladoras, cuyo objeto ha sido el cumplimiento de los tres niveles de seguridad señalados. Ahora bien, así como la filosofía se ha mantenido, las regulaciones han evolucionado, en algunos casos de forma sustancial, con el tiempo; se han redactado nuevas normas y se han modificado muchas otras como consecuencia de los resultados de programas de investigación o de la experiencia adquirida en el diseño, construcción y explotación de las centrales y de las incidencias presentadas. Los accidentes, especialmente el de Three Mile Island en 1979 y, en menor medida, el de Chernobyl en 1986, han dado lugar a amplias modificaciones en esta normativa.

Un ejemplo de modificación podemos encontrarlo en los códigos utilizados en la industria nuclear en la fabricación de componentes. Al iniciarse la construcción de centrales nucleares se utilizaron los códigos preexistentes, que posteriormente se han mejorado y modificado. Se hizo, entre otros, un amplio uso del Código de Vasijas de Presión y Calderas del ASME y así se proyectaron las primeras vasijas. Sin embargo, a continuación se redacta una nueva sección (Sección III) que suministra las especificaciones para las vasijas de los reactores. Posteriormente, se amplía el Código para incluir tuberías, bombas y válvulas empleadas en los sistemas nucleares de alta presión. Más adelante se han añadido secciones sobre garantía de calidad y ensayos no destructivos.

La incorporación, en toda su amplitud, de los programas de garantía de calidad es otro de los aspectos importantes en la evolución de la normativa. De unos limitados programas de control de calidad que abarcaban únicamente materiales, fabricación y, en algunos casos, sistemas, se ha pasado a la aplicación de la garantía de calidad a todas las actividades comprendidas en el diseño, construcción y explotación de las instalaciones.

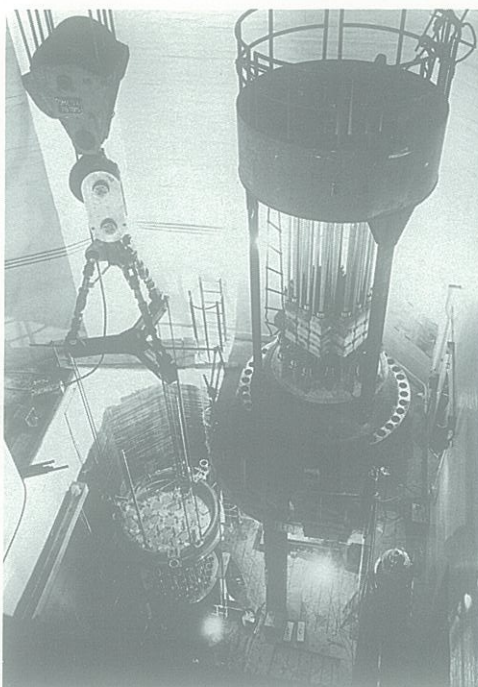
El accidente de Three Mile Island ha dado lugar, entre otras, a modificaciones en los criterios en relación con la distribución de población alrededor del emplazamiento de las centrales nucleares, haciéndolos más estrictos, así como una reconsideración de la normativa en cuanto a planes de emergencia. Hasta TMI la planificación de emergencia se consideraba como una medida secundaria y se tenían en cuenta emergencias radiológicas dentro del emplazamiento; en la actualidad se han establecido unos criterios radiológicos que obligan a la participación de las organizaciones locales y del estado en la planificación de accidentes nucleares que puedan liberar radiactividad fuera del emplazamiento.

Estudios ambientales mucho más amplios, referentes tanto a la contaminación radiactiva como no radiactiva de las centrales nucleares, criterios de redundancia mucho más estrictos (podemos citar el de suministro eléctrico para imposibilitar los apagones), revisión de las condiciones de la contención en situación límite, en cuanto a presión y liberación de hidrógeno, etc., son otros aspectos de la normativa ampliamente evolucionados.

Dentro de la evolución de algunos criterios de seguridad citaremos los referentes a protección física. Inicialmente la protección de la central nuclear frente a posibles agresiones del exterior era la misma que la de cualquier otra

instalación industrial. En la actualidad la posibilidad de destrucción deliberada por sabotaje debe considerarse como un aspecto más de la seguridad nuclear que puede producir consecuencias similares a las de un accidente severo. En consecuencia, ha sido necesario introducir una normativa para establecer los planes para desarrollar y poner en marcha actividades que permitan detectar y evitar intentos de sabotaje, así como sustracciones de material fisible.

Finalmente, en este breve resumen considero interesante hacer referencia al estudio probabilístico de riesgos. Como hemos señalado al hablar de los niveles de seguridad, el establecimiento de los sistemas de protección se ha basado en la hipótesis de un accidente

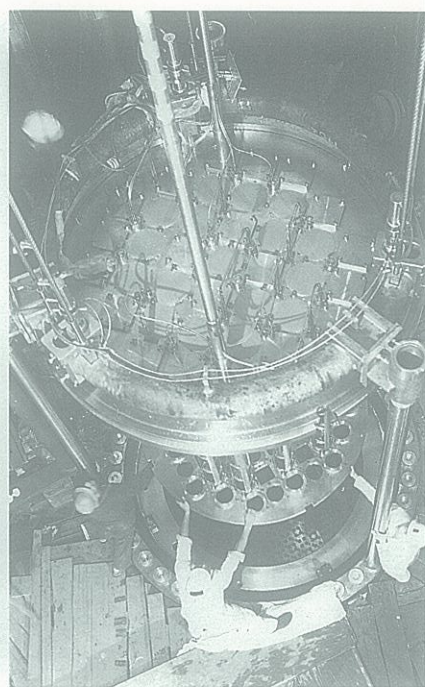


Cavidad del reactor. A la derecha, tapa de la vasija con los mecanismos de accionamiento de las barras de control. Noviembre 1967.

máximo previsible y tratar de evitar sus consecuencias. Sin embargo, cada día se va abriendo camino el estudio probabilístico de riesgos, del que puede considerarse pionero el doctor Reginald Farmer, que fue, durante muchos años, responsable de la Seguridad Nuclear en la United Kingdom Atomic Energy Authority. Ahora bien, su primera aplicación en gran escala se inició en 1972 por un equipo dirigido por el profesor Rasmussen, del MIT, al estudiar el riesgo para el público de los posibles accidentes resultantes de la explotación de los primeros cien reactores instalados en Estados Unidos. En octubre de 1975, después de tres años y medio de trabajo, se publicó la redacción final del estudio con el nombre "The Reactor Safety Study (WASH

1400)". A partir de este estudio, durante los años siguientes se han realizado unos treinta de estos informes sobre análisis de riesgos introduciendo, lógicamente, las mejoras tecnológicas alcanzadas en estos quince años.

La experiencia ha indicado que los estudios probabilísticos de seguridad tienen un importante papel en la consecución de una energía nuclear segura y ya han suministrado datos importantes: identificación de formas de fallo no previstas, mejor conocimiento del comportamiento de la planta especialmente en condiciones anormales, capacidad para evaluar el riesgo para el público de una modificación, identificación de puntos débiles de la planta en cuanto a seguridad, optimización de la operación, etc.



Componentes internos de la vasija durante el montaje. Noviembre 1967

Todavía es mucho lo que queda por hacer para reducir las incertidumbres en los resultados: obtener bases de datos más concretas a través de almacenar experiencia en fallos y comportamiento de materiales y equipos, continuar los trabajos de investigación para cuantificar lo mejor posible la proporción de fallos humanos, mejorar la capacidad para identificar y cuantificar los fallos recurrentes, así como investigar una serie de fenómenos que puedan producirse en caso de accidente. Aplicaciones en el tratamiento de los accidentes severos o accidentes más allá de la base de diseño, así como del impacto del envejecimiento de la central en el riesgo total son aspectos que han de alcanzar un importante desarrollo en el futuro.