

20914

RESOLUCION de la Dirección General de la Energía por la que se autoriza a «Unión Eléctrica, Sociedad Anónima», la construcción de la primera unidad electrónica de la central nuclear de Trillo (Trillo I), en la provincia de Guadalajara.

Ilmo. Sr.: El Congreso de los Diputados, en la sesión plenaria celebrada el día 28 de julio último, aprobó un conjunto de Resoluciones sobre el Plan Energético Nacional.

En la Resolución 5.ª, sobre «Energía de origen nuclear», la Cámara insta al Gobierno a la ejecución del programa nuclear que racionalmente exijan las necesidades energéticas de la nación.

En cumplimiento de lo establecido en la reiterada Resolución, y habida cuenta de que el expediente de la central de Trillo se encuentra ya cumplimentado a los efectos de su autorización de construcción y de la necesidad de garantizar el suministro energético en los próximos años, resulta inaplazable emitir la presente Resolución, sin perjuicio de las competencias y acciones que en su día correspondan al Consejo de Seguridad Nuclear.

Con fecha 4 de septiembre de 1975, esta Dirección General de la Energía otorgó autorización previa a «Unión Eléctrica, Sociedad Anónima», «Eléctricas Reunidas de Zaragoza, S. A.», y «Energía e Industrias Aragonesas, S. A.», para instalar dos unidades en la central nuclear de Trillo (provincia de Guadalajara).

En escrito de fecha 27 de julio de 1976, las citadas Empresas solicitaron se iniciasen los trámites para que les fuese otorgada la autorización de construcción de la primera unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo I).

Posteriormente, con escrito de fecha 14 de febrero de 1979, se comunicó a esta Dirección General que «Eléctricas Reunidas de Zaragoza, S. A.», y «Energía e Industrias Aragonesas, S. A.», acordaban retirarse totalmente del proyecto de la central nuclear de Trillo, así como su aceptación por «Unión Eléctrica, Sociedad Anónima», quedando, en consecuencia, esta Entidad como única propietaria de la central nuclear de Trillo, con domicilio en Capitán Haya, número 53, Madrid-20.

Visto el expediente incoado al efecto, en solicitud de autorización de construcción de la primera unidad de la central nuclear de Trillo, de una potencia nominal de 1.000 MWe., cuya autorización previa fue concedida por Resolución de esta Dirección General, de fecha 4 de septiembre de 1975 («Boletín Oficial del Estado» número 221, del día 15 del mismo mes).

Vistos el informe de la Delegación Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Guadalajara y el dictamen emitido al respecto por la Junta de Energía Nuclear,

Esta Dirección General ha resuelto:

Autorizar, a petición de los interesados, la transferencia a «Unión Eléctrica, S. A.», de la autorización previa para la instalación de la central nuclear de Trillo, otorgada a esta Sociedad, a «Eléctricas Reunidas de Zaragoza, S. A.», y «Energía e Industrias Aragonesas, S. A.», por Resolución de esta Dirección General de la Energía de 4 de septiembre de 1975, publicada en el «Boletín Oficial del Estado» número 221, del 15 del mismo mes y año, quedando como único titular de la misma «Unión Eléctrica, S. A.»

Autorizar la construcción de la primera unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo I), de una potencia nominal de 1.000 MWe., en el término municipal de Trillo (provincia de Guadalajara), siempre y cuando se cumplan los siguientes límites y condiciones:

1.º A los efectos previstos en la legislación vigente, se considerará a «Unión Eléctrica, S. A.», explotador responsable de la instalación nuclear.

2.º La instalación nuclear estará ubicada en el emplazamiento situado en el paraje «Cerrillo del Alto», del término municipal de Trillo (Guadalajara), como se describe en la documentación presentada en apoyo de la solicitud de autorización de construcción. La instalación estará equipada, de acuerdo con el contenido de la citada solicitud, con un reactor nuclear de agua ligera a presión, de tres circuitos de refrigeración y con una potencia nominal del núcleo de tres mil diez megavatios térmicos, de proyecto y suministro «Kraftwerk Union Aktiengesellschaft» (KWU), de la República Federal de Alemania. El combustible nuclear será dióxido de uranio enriquecido.

3.º La autorización tendrá un plazo de validez de siete años a partir de la fecha de su concesión.

4.º La construcción y el montaje de la instalación nuclear se realizará de acuerdo con la legislación vigente, con los presentes límites y condiciones y con los límites y condiciones aplicables de la Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 4 de septiembre de 1975 («Boletín Oficial del Estado» número 221, de 15 del mismo mes y año), por la que se concedió la autorización previa.

5.º La instalación deberá satisfacer los criterios y requisitos técnicos identificados en el apéndice A. Asimismo, y en cuanto no se oponga a lo anterior, se ajustará a los criterios contenidos en el proyecto general y en el estudio preliminar de seguridad, remitidos al solicitar la autorización de construcción, y revisiones presentados hasta la fecha, así como al contenido de las aclaraciones, datos, estudios y documentos adicionales presentados a requerimiento de la Junta de Energía Nuclear,

y consecuentes modificaciones y compromisos introducidos o aceptados por el titular.

6.º El proyecto de la caldera nuclear y de los restantes componentes, siete más, y estructuras relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica adoptará como central de referencia la central alemana de Neckarwestheim (GKN), propuesta por el titular en cumplimiento de la condición tercera de la autorización previa concedida. El proyecto deberá incorporar todas las mejoras en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica que se introduzcan en el futuro en la central de referencia citada, o en cualquier otra central nuclear del mismo tipo en construcción o en explotación en el país de origen del proyecto. El titular podrá solicitar excepciones concretas a este requisito, justificando adecuadamente que las correspondientes mejoras no son aplicables a la central nuclear de Trillo.

7.º En el plazo máximo de tres meses a partir de la fecha de la autorización de construcción se editará una versión actualizada del estudio preliminar de seguridad, incorporando todas las revisiones llevadas a cabo desde la fecha de solicitud de la autorización de construcción, y la información adicional, modificaciones y compromisos a que se refiere la condición quinta. El estudio será actualizado posteriormente cada seis meses, a la vista de la información que se vaya obteniendo como consecuencia del cumplimiento de estos límites y condiciones.

8.º El desarrollo del proyecto de la instalación deberá ajustarse en todo momento al contenido del estudio preliminar de seguridad. Cualquier parte del proyecto no acorde con la información contenida en dicho estudio deberá ser sometida a aprobación específica aportando las pertinentes justificaciones.

9.º El titular concertará los acuerdos que procedan con los suministradores, fabricantes y Sociedades de ingeniería y de servicios, tanto nacionales como extranjeros, para garantizar la disponibilidad de cualquier documento, dato o justificante técnico relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación que sean requeridos por las autoridades competentes españolas, las cuales proporcionarán las garantías necesarias en defensa de la propiedad industrial que sea reclamada. En ningún caso podrán incorporarse al proyecto dispositivos o características cuyas bases técnicas no puedan ser justificadas plenamente.

10. Los componentes y sistemas que se identifican en el apéndice B requerirán aprobación de la Dirección General de la Energía previa a su fabricación, construcción o montaje. A este fin, deberá presentarse con suficiente anticipación la información que para cada caso se especifica en el mismo.

11. El titular presentará, dentro de los plazos que se indican en el apéndice C, a partir de la fecha de la autorización de construcción, los estudios y la información técnica sobre seguridad nuclear y protección radiológica que en cada caso se especifican en el mismo. Asimismo, presentará los estudios e información que adicionalmente puedan ser requeridos específicamente por la Junta de Energía Nuclear para el mejor cumplimiento de sus misiones y responsabilidades, de acuerdo con la legislación vigente; todo lo cual deberá ser comunicado a la Dirección General de la Energía. La información y actuaciones resultantes deberán ser incluidas en las revisiones periódicas del estudio preliminar de seguridad a que se refiere la condición séptima anterior.

12. El titular dispondrá de una organización adecuada y suficiente en todo momento para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción. Tal organización deberá ser aprobada específicamente por la Dirección General de la Energía antes de iniciarse cualquier actividad relacionada con el proyecto y la construcción de la instalación. A este fin, el titular deberá justificar el organigrama de actividades, personal disponible y experiencia y cualificaciones del mismo.

13. El titular aprobará los correspondientes programas de garantía de calidad antes de establecer contratos con suministradores principales, Sociedades de ingeniería y de servicios, Empresas de construcción, de fabricación, de montaje y de transporte, en cuanto se relacione con la seguridad nuclear y protección radiológica, y supervisará su puesta en práctica. Tales contratantes quedan, si son nacionales, sometidos al régimen de autorizaciones y de inspecciones que se contempla en el vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas; si fuesen extranjeros, el titular deberá acreditar que ha establecido los pertinentes acuerdos para que los Inspectores de la Administración tengan libre acceso a las oficinas técnicas y procesos de fabricación correspondientes relacionados con el proyecto de la central nuclear de Trillo.

14. El titular remitirá periódicamente a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, en los plazos que se indican, los siguientes documentos:

a) Dentro de los treinta días siguientes a cada trimestre natural, un informe que contenga: el estado de las revisiones al estudio preliminar de seguridad; los progresos alcanzados en el programa de investigación y desarrollo que se realice para mejor justificación de la idoneidad del proyecto y de los márgenes de seguridad, así como los estudios y análisis que se lleven a cabo en relación con el cumplimiento de lo establecido en estos límites y condiciones; la evolución del proyecto y del programa de construcción; los progresos realizados en la preparación del programa de pruebas prenucleares; los progresos realizados en la preparación del estudio de seguri-

dad y demás documentos requeridos para solicitar el permiso de explotación provisional; las actividades no previstas y las incidencias que hubiere durante la construcción.

b) Dentro de los quince primeros días de cada mes y referido a las actividades del mes anterior, un informe que, en cuanto afecte a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, contenga: relación de ofertas seleccionadas y controles establecidos con Sociedades de ingeniería y servicios, construcción, montajes y transportes; relación de componentes contratados y sistemas a que pertenecen, así como fabricantes de los mismos; fechas previstas de iniciación y finalización de las actividades implicadas, clases o niveles de seguridad, categoría sísmica, códigos, características del proyecto, especificaciones técnicas, procedimientos de fabricación y montaje, planes de inspección, agencias de inspección independientes seleccionadas y documentación técnica que haya de formar parte de los archivos de la central (para los fabricantes nacionales se incluirá, cuando sea aplicable, copia de la autorización otorgada por la Dirección General de la Energía a que se refiere el título VII del vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas); revisiones de los manuales de garantía de calidad, procedimientos e inspecciones del titular; relación y resultados de las auditorías realizadas y puntos de inspección en los que se estará presente a lo largo de los tres meses siguientes; relación de materiales, equipos y componentes que hayan entrado en el emplazamiento, con el aval de haber sido autorizados explícitamente por el personal de garantía de calidad del titular e incidencias destacables desde el punto de vista de la garantía de calidad:

15. Al solicitar el permiso de explotación provisional, el titular deberá presentar, además de los estudios y documentos referidos en el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor, una declaración documentada de haber cumplido estos límites y condiciones.

16. Para el mejor cumplimiento y verificación de estos límites y condiciones, la Junta de Energía Nuclear podrá remitir directamente al titular las instrucciones complementarias pertinentes.

17. La autorización de construcción se concede en base a los criterios y datos del proyecto presentados y no supone reconocimiento definitivo de la seguridad nuclear de sistema alguno o de sus especificaciones. La Dirección General de la Energía podrá modificar el contenido de los presentes límites y condiciones o imponer otros nuevos, así como exigir la introducción de modificaciones al proyecto, y otras acciones correctoras pertinentes, a la vista de: 1) la experiencia que se obtenga durante la construcción y explotación de centrales del mismo tipo en España y en el país de origen del proyecto; 2) el resultado de los estudios pendientes y de los programas de investigación y desarrollo en marcha relacionados con el proyecto, y 3) el resultado de las pruebas y verificaciones llevadas a cabo para comprobar los márgenes de seguridad del mismo. También podrá dejar sin efecto la presente autorización, en cualquier momento, si se comprobare: el incumplimiento de estos límites y condiciones, la existencia de discrepancias fundamentales con los criterios y datos en los que se ha basado la concesión de esta autorización de construcción, o se identifiquen factores desfavorables desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica no conocidos al conceder la misma.

18. La cobertura del riesgo nuclear se atenderá a lo dispuesto en la Ley de 29 de abril de 1964, sobre energía nuclear; al Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares, de 22 de julio de 1967, y al Decreto 2864/1968, de 7 de noviembre.

19. La presente autorización de construcción se entiende sin perjuicio de las concesiones y autorizaciones complementarias, cuyo otorgamiento corresponda a otros Ministerios u Organismos de la Administración.

La presente Resolución podrá ser recurrida ante el excelentísimo señor Ministro en el plazo de quince días.

Lo que se comunica a V. I. para su conocimiento, efectos y traslado al interesado.

Dios guarde a V. I.

Madrid, 17 de agosto de 1979.—El Director general, Ramón Leonato Marsal.

Ilmo. Sr. Delegado provincial del Ministerio de Industria y Energía en Guadalajara.

APENDICE A

Criterios y requisitos técnicos sobre seguridad nuclear y protección radiológica aplicables al proyecto de la central nuclear de Trillo

INDICE

- A.1. Proyecto resistente.
- A.2. Zonas alrededor de la instalación.
- A.3. Sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos.
- A.4. Sistema primario de refrigeración del núcleo.
- A.5. Sistema secundario de producción de vapor.

- A.6. Sistemas eléctricos e instrumentación.
- A.7. Sistema de contención.
- A.8. Inspección y pruebas.
- A.9. Componentes mecánicos.
- A.10. Protección física de la instalación.

El titular revisará y modificará en lo que proceda los criterios de proyecto contenidos en la documentación presentada, de modo que la construcción de la instalación se ajuste a los siguientes criterios y requisitos:

A.1. Proyecto resistente.

A.1.1. El proyecto sismorresistente de las distintas estructuras, sistemas, equipos y componentes de la instalación de categoría sísmica I se realizará utilizando como aceleración máxima del suelo el valor mínimo del 12 por 100 de la aceleración de la gravedad para cada una de las dos componentes horizontales. Asimismo, el valor mínimo que se considerará para la componente vertical será del ocho y medio por ciento de la aceleración de la gravedad. En consecuencia, se reelaborarán los espectros de respuesta horizontal y vertical, así como los acelerogramas artificiales a utilizar en el proyecto. Los espectros de respuesta se basarán, a no ser que se justifique debidamente cualquier otra alternativa, en los propuestos en el Regulatory Guide 1.60 de la NRC de los Estados Unidos de Norteamérica. Asimismo, se introducirán las correcciones pertinentes a causa de la potencia y características de los materiales subyacentes y los datos precisos sobre la interacción suelo-estructura específicos del emplazamiento.

A.1.2. En el proyecto del sistema de tuberías del circuito primario deberán calcularse, mediante análisis, los márgenes de seguridad, en caso de ocurrencia del terremoto, de parada sin riesgo y consiguientes sobrecargas impuestas por el mismo. Si, como consecuencia de tal análisis, resultaran márgenes de seguridad insuficientes, deberá demostrarse, bien la imposibilidad de una actuación simultánea de las cargas del mismo y las resultantes del accidente con pérdida de refrigerante inducido, por presentarse éste con la suficiente demora, o bien la oportuna adecuación del proyecto, materiales y sus correspondientes programas de pruebas.

A.1.3. Dentro del conjunto de las combinaciones propuestas de cargas, a tener en cuenta en el proyecto de los edificios y estructuras, significativamente importantes para la seguridad, deberá considerarse siempre, junto con la carga sísmica, la carga debida a las ondas de presión resultantes de roturas en los depósitos a presión ubicados en el edificio de la turbina.

A.2. Zonas alrededor de la instalación.

Se definirán las siguientes zonas alrededor de la instalación:

a) Zona bajo control del explotador.

Su perímetro estará situado, con carácter preliminar, a una distancia mínima de 500 metros de la chimenea. Dentro de esta zona el titular habrá de tener facultades suficientes para poder excluir cualquier otra actividad o servidumbre. El tamaño definitivo se fijará a la vista de los datos que se aporten en el estudio final de seguridad.

b) Zona protegida.

Su perímetro estará situado, con carácter preliminar, a una distancia mínima de 3.500 metros de la chimenea. El titular demostrará que las medidas de protección y de emergencia previstas y los medios disponibles representan una garantía razonable, en caso de accidente nuclear, para la salud y seguridad de la población residente en dicha zona. El tamaño definitivo se fijará a la vista de los datos que se aporten en el estudio final de seguridad.

A.3. Sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos.

A.3.1. Los equipos y componentes de los sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos producidos tendrán fiabilidad y redundancia suficiente para garantizar, en todo momento, el correcto funcionamiento de los sistemas. Los sistemas serán proyectados con capacidad suficiente (margen de seguridad) para que, en presencia de las condiciones de explotación previsibles más extremas durante la vida de la instalación no se superen los límites radiológicos derivados de la instalación, especificados en la autorización previa concedida, ni los límites contenidos en este condicionado, cualquiera que sean más restrictivos.

A.3.2. Sólidos.

A.3.2.1. Se dispondrá en el emplazamiento de los medios adecuados para almacenar, de forma segura, durante cinco años consecutivos, los residuos radiactivos sólidos que se produzcan. El tamaño de los embalajes, la composición, estado final y características físico-químicas de los residuos, así como las tasas de exposición en la superficie de los embalajes que hayan de ser evacuados de la instalación, para su almacenamiento definitivo, deberán cumplir las especificaciones vigentes.

A.3.2.2. La extracción del aire procedente del bidón que se esté llenando y sobre el que esté en fase de lavado, así como la extracción correspondiente a los compartimentos donde se realiza el llenado y lavado de los bidones, irán de forma independiente al sistema de ventilación de la nave del sistema de tratamiento de sólidos, evitando que se produzca la dilución del aire extraído con el del resto de la nave. El proyecto de la nave del sistema de tratamiento de sólidos incorporará una instalación contra incendios de elevada fiabilidad. En caso de producirse un incendio se producirá el cierre del sistema de ventilación de aquella.

A.3.3. Líquidos.

A.3.3.1. El sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos deberá disponer de una capacidad adicional de almacenamiento sobre la inicialmente propuesta, no inferior a 140 metros cúbicos, con objeto de retener, sin perturbaciones para el funcionamiento de la planta, residuos que precisen volver a tratarse por superar los valores límites de evacuación.

A.3.3.2. La bomba que realiza la descarga de los residuos líquidos contenidos en los depósitos de control al canal de descarga solamente podrá ponerse en marcha por actuación manual desde la sala de control por personas autorizadas. Se proveerán los medios necesarios para que se impida el vertido al canal de descarga si:

— El detector gamma de la tubería de descarga mide una actividad específica superior a las cinco décimas de milicurio por metro cúbico.

— El detector gamma se encuentra averiado, sin fuente de energía o ha sido retirado de su lugar de operación.

Aparecerán señales de alarma en la sala de control cuando se originen las anteriores situaciones, así como en el caso en que se detecte la entrada de líquido en el depósito colector de fugas de la tubería de descarga.

A.3.3.3. El concentrado procedente de los procesos de evaporación y de los filtros precapa será bombeado al depósito de concentrados.

A.3.3.4. La actividad descargada en forma de efluentes líquidos procedentes del edificio de turbina, así como el vertido de agua de servicios, deberán incluirse en las descargas controladas. Las descargas se efectuarán por bombeos, instalándose antes de cada bomba un detector gamma. Si las medidas fueran superiores a 10 microcurios por tonelada deberán aparecer las correspondientes alarmas en la sala de control. Se proveerán los medios necesarios para que se impida el vertido directo al canal de descarga:

- Cuando el detector marque el valor citado anteriormente.
- Cuando el detector esté averiado o haya sido quitado de su sitio, y
- Cuando el detector no reciba corriente de alimentación.

A.3.4. Gaseosos.

La medida de la actividad de los gases nobles deberá producir el cierre del sistema de ventilación del edificio del reactor si se excede el límite de la actividad específica de evacuación de los mismos. A este fin, se dispondrá de detectores para medir los vertidos de gran actividad en caso de accidente.

A.3.5. Límites de evacuación.

Como objetivo de proyecto se adoptarán los siguientes límites de actividad vertida al medio, por encima del fondo radiactivo ambiental.

A.3.5.1. Líquidos.

Tomando como base la semana, el límite medio en actividad específica que se establece para el vertido de los residuos líquidos producidos y almacenados en el sistema de tratamiento es de:

- Cincuenta microcurios por metro cúbico sin considerar el tritio.
- Treinta milicurios por metro cúbico de tritio.

En cualquier caso, la actividad total vertida al canal de descarga, acumulada a lo largo de un año natural, será inferior a:

- Un curio sin considerar el tritio.
- Quinientos curios de tritio.

A.3.5.2. Gaseosos.

Los límites medios de tasas de emisión gaseosos serán:

- Gases nobles: un curio por hora.
- Aerosoles: dos milicurios por día.
- I-131: cinco décimos de milicurio por día.

En cualquier caso, la actividad total emitida a la atmósfera acumulada en un año natural será inferior a:

- Gases nobles: siete mil curios.
- Aerosoles: un curio.
- I-131: dos décimos de curio.

A.4. Sistema primario de refrigeración del núcleo.

A.4.1. El sistema primario de refrigeración incorporará un sistema específico para la detección de partes sueltas.

A.4.2. En el análisis de tensiones y de fatiga de las tuberías del sistema primario de refrigeración del reactor se tendrán en cuenta los momentos producidos por roturas en las conexiones del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación del calor residual, consideradas hasta el primer punto de anclaje o del que se conozcan los desplazamientos.

A.5. Sistema secundario de producción de vapor.

El proyecto de las tuberías de agua de alimentación y generadores de vapor tendrá en cuenta los esfuerzos originados por golpes de ariete que puedan tener lugar tanto en condiciones normales como en transitorios de operación.

A.6. Sistemas eléctricos e instrumentación.

A.6.1. El titular deberá instalar en el emplazamiento, en el plazo máximo de tres meses, la instrumentación de campo necesaria para vigilar la sismicidad del mismo, que constará como mínimo de un sismógrafo con una amplificación mínima de cien mil para frecuencias de un hercio. El titular deberá dar cuenta detallada de la información obtenida y de su interpretación dentro de los treinta días siguientes a cada trimestre natural. El proyecto de la instalación deberá incluir también la instrumentación sísmica descrita en la Regulatory Guide 1.12 de la NRC de los Estados Unidos de Norteamérica.

A.6.2. Durante el periodo de vigencia de esta autorización el titular proseguirá los programas de observación meteorológica en el emplazamiento para la obtención sistemática de todos los datos necesarios para el conocimiento del régimen de difusión atmosférica local.

A.6.3. Las barras de distribución del sistema eléctrico, identificadas como GE y MY (reserva de servicios vitales y comunicaciones, respectivamente), deberán ser proyectadas según criterio antisísmico y, en general, con los mismos requisitos que otros equipos eléctricos con funciones de seguridad.

A.6.4. El equipo de alimentación de los solenoides de las válvulas piloto que accionan las válvulas de seguridad del presionador tendrá las mismas características de calidad que el sistema de protección del reactor.

A.6.5. La iniciación de las acciones protectoras en el circuito secundario, en el caso de rotura de tubería de agua de alimentación aguas arriba de la válvula de retención, deberá tener lugar aun postulando el fallo de los sensores de nivel de agua de los generadores de vapor incorporados en el proyecto presentado. A este fin el equipo de detección de nivel tendrá diversidad suficiente.

A.6.6. Se instalarán medios redundantes y diversos de detección de fugas en condiciones normales del sistema primario, incluyendo medidores de actividad de partículas en aire y de caudal o de nivel en los sumideros de los compartimentos del recinto de contención. El medidor de actividad de partículas en aire deberá ser operativo en caso del sismo de parada segunda.

A.6.7. Para detectar la exposición a la radiación dentro de la central nuclear, en caso de accidente, se dispondrán detectores portátiles con una sensibilidad de hasta quinientos roentgen por hora situados a la entrada del área controlada o en la sala de control.

A.6.8. Cuando el detector gamma situado en el canal de descarga de los efluentes líquidos señale una actividad específica superior a diez microcurios por metro cúbico, aparecerá una señal de alarma en la sala de control.

A.7. Sistema de contención.

A.7.1. El proyecto incorporará un sistema de aspersión de la contención en el caso que los estudios oficiales en curso en la República Federal de Alemania no permitan confirmar que el sistema es innecesario. A este fin, el proyecto deberá prever la posibilidad de tal incorporación.

A.7.2. La presión de prueba de la hermeticidad de la contención será aumentada hasta los valores previstos en la normativa RSK alemana, en el caso que los estudios oficiales en curso no confirmen la validez de las pruebas propuestas a presión reducida (cinco décimos de bar). A este fin el proyecto deberá incorporar las previsiones necesarias.

A.8. Inspección y pruebas.

A.8.1. El programa de inspección en servicio incorporará los criterios contenidos en la sección XI del Código ASME, edición 1977, en cuanto a la extensión, periodos, categorías, métodos y técnicas a utilizar. En particular se detallarán las técnicas para la evaluación de grietas y se justificará el uso de otras posibles técnicas no contempladas actualmente por el Código ASME. Asimismo se incluirá en el programa de inspección en servicio la inspección base o de referencia de la vasija del reactor y demás componentes de la barrera de presión y se justificarán los métodos de reproducibilidad de los resultados obtenidos en la misma.

A.8.2. El proyecto garantizará que los aislamientos térmicos y el acceso a las zonas de inspección en servicio de los componentes individuales del sistema de refrigeración del reactor permiten la utilización del equipo de inspección manual y automático.

A.8.3. El análisis de la mecánica de la fractura incluirá las medidas a adoptar para garantizar que no es necesario considerar la aparición de grietas longitudinales supercríticas en las tuberías del sistema primario, así como los estudios realizados para demostrar que la rotura de una línea de interconexión al primario no da lugar a grietas supercríticas en el sistema. Se identificarán las posibles zonas inaccesibles a la inspección en servicio en todos los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor, y se demostrará que en estas zonas las grietas potenciales son menores que la crítica.

A.8.4. El programa de inspección en servicio y métodos de detección de tubos dañados en los generadores de vapor se extenderá también a los casos de operación con dos circuitos de refrigeración y a potencia cero. A este fin se aplicará el contenido de las Regulatory Guide 1.83 y 1.121 de la NRC de los Estados Unidos de Norteamérica.

A.8.5. Todos los componentes y sistemas de la instalación que estén relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica deberán ser de tipo probado con anterioridad, justificado con una satisfactoria experiencia en explotación. Cualquier excepción deberá ser identificada y justificada antes de su montaje. En este caso se considerarán prototipo y estarán sometidos a los ensayos correspondientes que sean necesarios para su aceptación.

A.8.6. Se llevará a cabo una prueba de idoneidad de los módulos JSKAMATIC A de los sistemas de limitación, de acuerdo con la norma alemana KTA 3501, punto 6.1.1. Esta prueba no sería necesaria si un equipo idéntico al que se proyecta utilizar en la C. N. de Trillo fuese sometido a prueba, según las directrices mencionadas en dicha KTA, en el proceso de autorización de alguna central nuclear alemana.

A.9. Componentes mecánicos.

El proyecto, fabricación, montaje, pruebas e inspecciones de los componentes mecánicos que afecten a la seguridad nuclear deberán ajustarse a requisitos establecidos, de reconocida aplicación, para cada uno de los distintos niveles de calidad en que aquéllos son clasificados.

Cuando los requisitos aplicados sean los establecidos, o los que pudieran desarrollarse en un futuro próximo, en la República Federal de Alemania, deberán ser identificados y puestos en conocimiento de la Administración previamente a su aplicación. En los casos en que no se suministre evidencia documental de tales requisitos, habrán de utilizarse otros de reconocida solvencia en la industria nuclear.

A.10. Protección física de la instalación.

El proyecto incorporará los procedimientos necesarios para garantizar la seguridad física de la instalación, que, como mínimo, serán los desarrollados actualmente en el país de origen del proyecto. La implantación de los mismos se realizará durante la construcción de la instalación, debiendo estar totalmente cumplimentados antes de la carga del combustible.

APENDICE B

Componentes, sistemas o estructuras que requieren aprobación antes de su fabricación, construcción o montaje

INDICE

- B.1. Combustible nuclear y componentes internos del núcleo.
- B.2. Sistema de limitación.
- B.3. Sistema de refrigeración de emergencia de los servicios esenciales (suministro último de calor).

Los componentes y sistemas que se identifican a continuación requerirán aprobación de la Dirección General de la Energía, previa a su fabricación, construcción o montaje. A este fin, deberá presentarse con suficiente anticipación la información que se especifica en cada caso.

B.1. Combustible nuclear y componentes internos del núcleo (barras de control, tapones, conjunto de veneno consumible y fuentes de neutrones).

B.1.1. Proyecto mecánico:

B.1.1.1. Justificación y verificación de las bases de proyecto en relación con:

- 1) La temperatura máxima del combustible.
- 2) Los esfuerzos de corta duración sobre la vaina.

a) Aplastamiento de la vaina a principio de vida. Demostración mediante un análisis paramétrico del carácter conservador de la temperatura de la vaina utilizada en el cálculo. Justificación del valor de la sobrepresión considerada.

b) Tensiones a corto plazo. Justificación de la selección de sucesos considerados.

c) Interacción combustible-vaina a principio de vida. Justificación documentada de que los efectos locales en la interacción pastilla-vaina son despreciables.

- 3) Resistencia a la fatiga.
- 4) Deformación de la vaina a largo plazo.

a) Fluencia lenta.—Indicar las condiciones de realización del programa experimental en el que se apoya la figura 4.2.1-10 del estudio preliminar de seguridad.

b) Interacción mecánica combustible-vaina.—Presentación documentada de los experimentos realizados y resultados obtenidos. Intervalo de sucesos considerados (condiciones I y II de la norma ANSI N-18.2). Condiciones de operación y procedimientos de acondicionamiento del combustible recomendados.

En todo caso, los valores de los parámetros utilizados en los análisis anteriores serán los específicos de la C. N. de Trillo.

B.1.1.2. Información detallada sobre el proyecto estructural del combustible y demás componentes internos del núcleo.

B.1.1.3. Documentación relativa al proyecto y fabricación del combustible.

Además de todo lo anterior, deberá presentarse, al menos, la siguiente documentación:

- Especificaciones.
- Planos, listas de materiales, listas de componentes.
- Cálculos de proyecto.
- Procedimientos de soldadura, incluyendo las pruebas de cualificación.
- Plan secuencial de fabricación y examen.
- Planes de examen de materiales y productos semiacabados.
- Documentos de resultados de pruebas.

B.1.2. Proyecto neutrónico.

B.1.2.1. Justificación del cumplimiento de la normativa desarrollada sobre la materia hasta la fecha de elaboración del proyecto definitivo, en especial normas KTA.

B.1.2.2. Distribución del veneno consumible en cada elemento y axialmente en el núcleo. Asimismo se incluirán los detalles de los reflectores axiales.

B.1.2.3. Demostración de que los coeficientes de temperatura del refrigerante no son positivos o, en los casos en que lo sean, demostración de que la operación de la central está restringida de manera que la ocurrencia simultánea con cualquier suceso (en especial accidentes con pérdida de refrigerante, retirada incontrolada de un banco de control desde subcrítico con y sin parada rápida) no da origen a consecuencias peores que las admisibles.

B.1.2.4. Los datos de la curva de boro crítico respecto al quemado y las concentraciones de boro (con los bancos de control insertados, a excepción de la barra de mayor valor) que mantienen el reactor subcrítico con suficiente margen ante la ocurrencia de una extracción de barras o dilución de boro incontrolada, justificando que los procedimientos de arranque impedirán toda dilución adicional sin extracción previa de barras (al principio, a mitad y a fin del ciclo). Se justificarán las concentraciones críticas de boro previstas para las distintas configuraciones tenidas en cuenta en el balance de reactividad al principio, a mitad y a fin del ciclo.

B.1.2.5. Los valores de barras de control al principio, a mitad y a fin del ciclo, demostrando que son consistentes con las contenidas en el estudio preliminar de seguridad presentado.

B.1.2.6. Justificación de que el proyecto del núcleo asegura la capacidad del mismo para alcanzar la duración del ciclo prevista, con la demanda de energía requerida, sin violar los límites de quemado.

B.1.2.7. Los límites de inserción de barras y las posiciones de consigna de los bancos de barras.

B.1.2.8. Los valores de los factores de pico Fxy, para todas las combinaciones posibles de inserción de barras.

B.1.2.9. Las distribuciones axiales de potencia posibles durante transitorios de condición I, especialmente cambios de carga, y de condición II (ANSI N. 18.2).

B.1.2.10. Justificación de que los factores de pico de proyecto no serán sobrepasados durante transitorios de condición I, y de que se han tenido en cuenta las distribuciones axiales de potencia anteriores en el cálculo de los valores límites y de peligro del sistema de protección y valores de actuación del sistema de limitación. Se presentarán y justificarán los modelos y procedimientos de cálculo utilizados.

B.1.2.11. Confirmación de la curva del margen de parada presentada al solicitar la autorización de construcción, prolongándola para valores de enfriamiento del refrigerante de, al menos, cien grados centígrados. El proyecto definitivo deberá clarificar el procedimiento de cálculo de la citada curva, demostrando su consistencia con las definiciones de los coeficientes de reactividad usadas. Caso de utilizarse algún procedimiento de cálculo ad hoc, deberá documentarse y justificarse.

B.1.2.12. Los valores del factor de pico nuclear obtenidos específicamente para la central nuclear de Trillo y un estudio comparativo con las obtenidas en las centrales alemanas.

B.1.2.13. La siguiente información adicional a la contenida en el estudio preliminar de seguridad presentado:

- El coeficiente Doppler a mitad y fin del ciclo en función de la temperatura del combustible.
- El coeficiente Doppler a principio y fin del ciclo, con bancos D insertados en sus límites de inserción, en función de la temperatura del combustible.
- El coeficiente de temperatura del moderador a mitad del ciclo (desaparición de veneno consumible) en función de la temperatura del refrigerante.

— El coeficiente de temperatura del moderador, con bancos D y L insertados en posiciones de consigna en caliente a potencia cero al principio, mitad y fin del ciclo, en función de la temperatura del refrigerante (cien a trescientos grados centígrados).

— El coeficiente de potencia en función de la misma entre cero y cien por ciento de la potencia nominal, a principio y fin del ciclo.

— El valor diferencial de boro en función de su concentración, a principio y fin del ciclo.

B.1.3. Proyecto termohidráulico.

B.1.3.1. Demostración de que la calidez de la inclusión del factor de rejilla espaciadora («spacer factor») en la correlación W-3 ha sido comprobada experimentalmente. El estudio contemplará los intervalos de parámetros que cubran las situaciones de interés, mostrando:

a) Que hay estadística suficiente y ésta es apropiada al diseño de C. N. de Trillo y

b) Que el empleo del mencionado factor ha sido aprobado en otras centrales emplazadas en la R. F. Alemana.

B.1.3.2. Justificación de que el análisis de canal caliente es adecuado, como técnica conservadora, para determinar el margen de seguridad respecto a los límites de integridad del combustible. Esta justificación debe incluir:

a) La reducción del factor de canal caliente de entalpía F_{DH} debida al mezclado y redistribución del refrigerante,

b) El efecto de inserción de bancos de control,

c) Los valores posibles de F_{DH} permitidos por el sistema de limitación,

d) La influencia de posibles distribuciones de potencia no cosenoidales, considerando las desviaciones posibles de los parámetros fundamentales, tanto en el curso de transitorios operacionales previstos (condición I) como en el curso de transitorios anormales (condición II).

B.1.3.3. Un estudio detallado del análisis de incertidumbre de los factores de canal caliente de naturaleza estadística, justificando el factor de mezclado usado.

B.1.4. Normativa aplicada.

Una lista completa y detallada de los códigos, guías y normas a utilizar en el proyecto, fabricación y pruebas.

B.2. Sistema de limitación.

B.2.1. Justificación de que el método de calibrado de los detectores intranucleares (PDD's) utilizados por el sistema de limitación es adecuado, y que los valores de actuación para limitar la potencia total y órdenes Releb (para limitar la densidad de potencia) son suficientes para garantizar el mantenimiento de los factores de canal caliente durante todos los transitorios posibles en operación normal, incluidos los defectos de funcionamiento por averías o fallos del sistema de regulación y control que no estén demostradamente excluidas como posibles. Debe demostrarse asimismo la idoneidad de las medidas a tomar en caso de fallo de estos detectores.

B.2.2. Descripción de los sistemas de limitación con detalle suficiente para demostrar el cumplimiento de la norma KTA 3501. Se asignará el tipo —operacional, de variables de proceso, protectora— a cada una de las limitaciones integradas en estos sistemas, justificando la asignación en base a sus funciones.

B.2.3. Justificación de la capacidad y fiabilidad de misión de la instrumentación PDD, caso de que las limitaciones de la densidad de potencia puedan ejercer funciones de protección local en el núcleo. En este caso, se demostrará el cumplimiento de los requisitos de la mencionada norma KTA 3501.

B.2.4. Identificación de las diferencias con la central alemana GKN en lo que se refiere a los sistemas de limitación.

B.2.5. Documentación relativa al cumplimiento de la condición A.8.5, en lo que afecta al sistema.

B.2.6. Análisis de la intervención del sistema de limitación en el curso de transitorios por fallo en el sistema de control de la reactividad y en la protección del núcleo asociada. Se tendrán en cuenta las normas sobre análisis de accidentes y proyecto del núcleo que se desarrollen como complemento de la KTA 3501. Deberán incluirse en el análisis los siguientes transitorios, considerando los aspectos que se detallan en cada caso:

B.2.6.1. Desviaciones del programa de movimiento de los accionadores de los conjuntos de control.

1) Sucesos:

— Inserción imprevista de conjuntos de control individuales.

— Caída imprevista de conjuntos de control.

— Fallo de conjuntos de control al moverse (en caso de subida de potencia).

— Retirada imprevista de conjuntos de control durante el arranque.

— Retirada imprevista de conjuntos de control a plena potencia.

2) Hipótesis de partida:

— El estado inicial será el más desfavorable en operación, teniendo en cuenta el fallo en la detección de la variable del proceso más significativa.

— La actuación de las acciones protectoras estará de acuerdo con lo establecido en la norma KTA-3501. Deberán clasificarse todos los sistemas que pueden intervenir durante el suceso, especialmente si inician acciones protectoras de acuerdo con las categorías establecidas en la norma anterior,

3) Alcance del análisis:

— Consecuencias del transitorio con y sin interferencias de sistemas clasificados como operacionales durante el suceso. Deberán analizarse las modificaciones de las distribuciones de potencia durante el suceso, y su efecto sobre el margen respecto a los límites locales de protección del núcleo.

— Capacidad de la instrumentación para detectar defectos locales en la distribución de potencia, antes y después del suceso, y mantener los factores de canal caliente en los distintos estados operacionales (presiones, temperaturas y grado de quemado del combustible).

4) Modelo de cálculo:

Descripción y justificación de las ecuaciones y de los datos de entrada y salida del modelo utilizado.

B.2.6.2. Expulsión de un conjunto de control.

Estudio completo del transitorio justificando, especialmente, el tratamiento de la realimentación Doppler, las posiciones y valor iniciales de barras de control y el análisis térmico de puntos calientes. A este fin se tendrán en cuenta también las consideraciones aplicables incluidas en el apartado B.2.6.1 anterior, debiendo prestarse particular atención a la existencia de diversidad de criterios de disparo, de acuerdo con lo establecido en la norma KTA-3501 mencionada.

B.2.6.3. Fallos en el sistema de control químico.

Se tendrán en cuenta las mismas consideraciones aplicables incluidas en el apartado B.2.6.1 anterior, debiendo prestarse particular atención a la justificación de la idoneidad de los valores de las tasas de inserción de reactividad supuestos; de las acciones protectoras posibles, especialmente la actuación de la limitación de inserción de componentes de control, y de la imposibilidad del retorno a crítico una vez producido el disparo.

B.3. Sistema de refrigeración de emergencia de los servicios esenciales (sumidero último de calor).

Justificación de que el sistema tiene capacidad suficiente a largo plazo en presencia de las condiciones ambientales y fenómenos naturales más adversos. A la vista de las características precisas del proyecto y emplazamiento del sistema, el titular verificará esta condición mediante un análisis detallado del cumplimiento de los criterios aplicables de la Regulatory Guide n.º 127, publicada por la «Nuclear Regulatory Commission» de los Estados Unidos de Norteamérica. El sistema dispondrá de cuatro torres de refrigeración, dispuestas en dos grupos de dos torres, a cada uno de los cuales irá asociado una piscina de almacenamiento de agua. La distancia entre los dos conjuntos piscina-grupo de torres no será inferior a cincuenta metros.

APENDICE C

Información sometida a plazo

INDICE

- C.1. En el plazo máximo de tres meses.
- C.2. En el plazo máximo de seis meses.
- C.3. En el plazo máximo de un año.
- C.4. Una vez realizado el proyecto de los componentes, sistemas y estructuras afectados, y antes del comienzo de la construcción de los mismos.
 - C.4.1. Losas de cimentación de los edificios.
 - C.4.2. Edificio del reactor y recinto de contención.
 - C.4.3. Edificio de turbina.
 - C.4.4. Sistemas, componentes y estructuras de categoría sísmica I.
 - C.4.5. Torres de refrigeración de emergencia y tanques de almacenamiento de gas-oil.
 - C.4.6. Sistema de refrigeración de la central.
 - C.4.7. Sistema primario de refrigeración del núcleo.
 - C.4.8. Sistema secundario de producción de vapor.
 - C.4.9. Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación de calor residual.
 - C.4.10. Sistemas de instrumentación y control.
- C.5. Al presentar el programa de pruebas pre-nucleares.
- C.6. Al solicitar el permiso de explotación provisional.

Dentro de los plazos que se indican a partir de la fecha de concesión de la autorización de construcción, el titular presentará la información adicional que a continuación se detalla. En caso de demoras en la ejecución del proyecto o de las

obras, podrá solicitarse de la Dirección General de la Energía la ampliación de los plazos indicados con suficiente antelación, justificando adecuadamente las razones existentes.

C.1. En el plazo máximo de tres meses.

C.1.1. Una comparación del sistema de protección del reactor con el de la central de referencia. Dicha comparación identificará aquellas partes o equipos que ofrezcan discrepancias de proyecto, justificando adecuadamente las mismas.

C.1.2. La información necesaria para justificar la idoneidad de los circuitos de cálculo analógico del sistema de protección. Esta información describirá los mismos con detalle suficiente, las ecuaciones que ejecutan, la comparación de estas ecuaciones con las de la central de referencia, un análisis de su experiencia operacional y las hipótesis y transitorios considerados en su establecimiento.

C.1.3. Los criterios de proyecto del sistema contra incendios (sistemas de detección, sistemas de actuación, etc.) de acuerdo con la «Branch Technical Position APCS 9.5.1», desarrollada por la NRC de los Estados Unidos de Norteamérica, justificando adecuadamente las desviaciones existentes.

C.1.4. Los criterios de proyecto de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado, justificando su capacidad a largo plazo. El estudio de seguridad correspondiente incluirá el sistema de purificación y refrigeración de la misma.

C.2. En el plazo máximo de seis meses.

C.2.1. Los modelos de cálculo y procedimientos de proyecto utilizados para la obtención de las secciones eficaces en función del quemado y para la determinación de los factores de pico (locales, Fxy, Fz). Se acompañará la validación experimental disponible.

C.2.2. La clarificación de las definiciones usadas de los coeficientes de reactividad, especificando los valores asignados a las siguientes variables, que determinan la configuración del estado del núcleo: temperatura del refrigerante, temperatura efectiva del combustible, nivel de potencia, concentración de xenón, grado de quemado, posiciones de las barras de control y concentración de veneno soluble. Caso de existir relaciones implícitas entre estas variables, por ejemplo: boro y grado de quemado (boro crítico), nivel de potencia, temperatura de refrigerante y temperatura efectiva del combustible (regulación de temperatura), xenón y nivel de potencia (equilibrio), etc., deben incluirse en la definición.

C.2.3. La documentación y justificación del modelo utilizado para el cálculo de los coeficientes de reactividad. Se demostrará que el uso del modelo de cinética puntual, con los coeficientes anteriores, es suficientemente conservador en los diferentes transitorios en que son utilizados.

C.2.4. Los métodos usados para el tratamiento estadístico de los diferentes componentes de los datos tecnológicos que afectan al factor de pico nuclear.

C.2.5. Un documento incluyendo una descripción del contenido y formato de las especificaciones de funcionamiento de la instalación.

C.2.6. Una versión actualizada del estudio sismotécnico realizado, especialmente de la zona comprendida dentro de la circunferencia de cincuenta kilómetros de radio en torno al emplazamiento (aspectos bibliográficos y análisis fotogeológicos y reconocimientos de campo). Esta versión, que incluirá la documentación gráfica necesaria, se referirá especialmente a:

- 1) Las provincias tectónicas.
- 2) Las estructuras geológicas (en especial aquellas en las que se han producido desplazamientos durante el Cuaternario).
- 3) Los terremotos y su asociación con las estructuras geológicas (en particular con las que pueda relacionarse el sismo de Pastrana del 3 de julio de 1922).

C.2.7. Una versión actualizada del estudio geológico del emplazamiento presentado, apoyada en las observaciones fotogeológicas sobre el vuelo especial realizado y, si fuera preciso, en comprobaciones in situ complementarias. Esta revisión, acompañada de un mapa geológico a escala 1:25.000 y de cuantos otros planos se estimen necesarios, detallará los aspectos litológicos, estratigráficos, estructurales e históricos (en sentido geológico), y en especial los problemas neotectónicos, de acuerdo con las directrices contenidas en el apéndice A de la parte 100 del «Code of Federal Regulations», título 10, de los Estados Unidos de Norteamérica.

C.2.8. El estudio del origen e importancia del fenómeno ocurrido el 18 de junio de 1942 en Castillo del Romeral, y de su posible extrapolación a cualquier lugar de la depresión Valdeolivas-La Ventosa, y en particular al área del emplazamiento.

C.3. En el plazo máximo de un año.

C.3.1. Se someterá a aprobación un programa de vigilancia radiológica ambiental. Este se realizará de acuerdo con la «Guía para el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares» (documento número 3 de la colección «Guías sobre seguridad nuclear», editados por la Junta de Energía Nuclear). El titular presentará, dentro del primer semestre de cada año natural, un informe que contenga los resultados de dicho programa.

C.3.2. Se presentará el programa de formación y adiestramiento de personal de operación de la central, especificando si, de acuerdo con el artículo 88 del Reglamento sobre Insta-

laciones Nucleares y Radiactivas, ha establecido algún concierto sobre el adiestramiento de dicho personal. Se justificará que en la selección del personal se han seguido las recomendaciones que la Junta de Energía Nuclear ha publicado en su colección «Guías sobre Seguridad Nuclear» (número 2, sobre Licencias de Operación; número 4, sobre el Título de Jefe del Servicio de Protección contra las Radiaciones, y número 5, sobre los requisitos físico-psíquicos del personal de operación).

C.3.3. La demostración de que la red exterior es estable frente a las posibles formas de desconexión de la central.

C.3.4. Un análisis de los efectos sobre los componentes de los sistemas con misiones relacionadas con la seguridad nuclear, a causa de roturas de tuberías de alta y moderada energía.

C.3.5. Un estudio detallado sobre los efectos derivados de los transitorios previstos sin parada rápida. Contendrá detalles de los posibles transitorios previstos, justificación de las hipótesis introducidas en los modelos de cálculo utilizados (experimental donde sea aplicable), los efectos o consecuencias derivadas a corto y largo plazo y las posibles medidas para evitar que se excedan los límites de seguridad.

C.3.6. Un análisis de fallo único de la grúa de manejo del cofre de combustible irradiado, demostrando que en ningún caso dicho fallo afectará a la piscina de combustible irradiado.

C.3.7. Los criterios y procedimientos previstos para la clausura de la instalación.

C.4. Antes del comienzo de la construcción de los componentes, sistemas y estructuras afectados.

C.4.1. Losas de cimentación de los edificios.

C.4.1.1. Las distribuciones de carga de los edificios

C.4.1.2. El programa de seguimiento de los movimientos del terreno, al objeto de controlar los producidos a consecuencia de las excavaciones y los debidos a los asentamientos de los edificios de la central. Una vez aprobado dicho programa por la Junta de Energía Nuclear, el titular remitirá a este Organismo un informe anual que contenga los resultados obtenidos y, si fuere necesario, su interpretación y la posible evolución del fenómeno registrado, así como cuantos otros informes se estimen necesarios si circunstancias imprevistas producidas en el emplazamiento lo requirieran, en especial tras movimientos sísmicos de intensidad superior al grado VI de la escala MSK.

C.4.1.3. La cartografía de la excavación y su interpretación, dentro del marco de la geología regional y local.

Cuando proceda dará cuenta también, en el más breve plazo posible, de cualquier imprevisto descubierto durante la excavación y que pudiera comprometer la seguridad nuclear.

C.4.2. Edificio del reactor y recinto de contención.

C.4.2.1. La demostración de que el anclaje de las losas o bloques de hormigón situados sobre las aberturas entre subcompartimentos del edificio del reactor y que se hayan considerado en los cálculos de presiones diferenciales como un solo cuerpo es suficiente para resistir las cargas producidas en caso de accidente base de proyecto.

C.4.2.2. Los análisis de las distribuciones asimétricas de presión que se producirían en el interior de cada uno de los compartimentos del recinto de contención, que contenga algún componente del sistema primario, en caso de un accidente con pérdida de refrigerante en el interior del compartimento.

C.4.2.3. Los detalles del edificio del reactor con respecto a las cargas de chorro y proyectiles en el caso de ruptura del sistema de refrigerante del reactor. Los cálculos han de basarse en estimaciones conservadoras de las masas requeridas para el blindaje y la absorción de los proyectiles y fuerzas de chorro. Se deberán especificar los márgenes de seguridad introducidos al efecto de cubrir incertidumbres en los espesores de blindaje, o para absorber fuerzas de chorro o de proyectiles secundarios.

C.4.2.4. El análisis del transitorio de presión en el volumen de la contención secundaria (entre la contención de acero y el edificio de blindaje) producido por un accidente con pérdida de refrigerante.

C.4.2.5. La justificación de que se han considerado las cargas obtenidas en el cálculo de las presiones diferenciales entre subcompartimentos, añadiendo un margen de seguridad del quince por ciento.

C.4.2.6. Los caudales máxicos y energéticos de descarga (en forma de tablas), para cada una de las distintas posiciones y tamaños de rotura a considerar en la obtención de la presión máxima en la contención, y presión diferencial máxima entre subcompartimentos de la misma. Las roturas a considerar incluyen las producidas en el sistema primario y secundario (tubería de vapor principal, tubería de agua de alimentación).

C.4.3. Edificio de turbina.

Las medidas adoptadas en el proyecto para que todos los componentes, sistemas y estructuras de la central, con funciones de seguridad, resulten protegidos contra la acción de proyectiles que puedan originarse en el edificio de la turbina, incluidos aquellos que se produjesen por fallos de los recipientes a presión allí ubicados.

C.4.4. Sistemas, componentes y estructuras de categoría sísmica I.

El proyecto sismorresistente de las distintas estructuras, sistemas, equipos y componentes de categoría sísmica I.

C.4.5. Torres de refrigeración de emergencia y tanques de almacenamiento de gas-oil.

Los resultados, seguidos de su interpretación, de la campaña de sondeos que debe realizarse a consecuencia de la modificación introducida en el proyecto al cambiar la ubicación de las torres de refrigeración de emergencia y de los tanques de almacenamiento de gas-oil.

C.4.6. Sistema de refrigeración de la central.

La justificación de que el sistema es el más adecuado a la vista de las características técnicas del emplazamiento y del impacto esperado sobre el medio ambiente. El titular verificará el cumplimiento de esta condición mediante un análisis riesgo-beneficio comparado entre todas las opciones técnicas posibles.

C.4.7. Sistema primario de refrigeración del núcleo.

C.4.7.1. Análisis justificativos de que en caso de accidente con pérdida de refrigerante el proyecto de la barrera de presión del refrigerante del reactor (incluidos los soportes de sus componentes y de los generadores de vapor), así como de los componentes internos de la vasija, permiten garantizar razonablemente que:

a) Las cargas y tensiones resultantes no producen deformaciones o destrucción en los componentes internos de la vasija del reactor que pongan en peligro la geometría del núcleo necesaria para la extracción del calor residual, el suministro del agua de refrigeración de emergencia del núcleo y la parada segura y fiable del reactor. Este análisis tendrá en cuenta, especialmente, las presiones asimétricas en el interior de la vasija y en la cavidad comprendida entre ésta y el blindaje biológico, y las presiones diferenciales en las placas de partición de los generadores de vapor de los circuitos intactos, así como las cargas sobre los tubos guías de las barras de control, y las posibles vibraciones de los elementos combustibles.

b) Las fuerzas de reacción resultantes sobre los componentes del sistema primario de refrigeración del núcleo y secundario de producción de vapor, así como las producidas por presiones asimétricas en el interior de la vasija y en la cavidad comprendida entre ésta y el blindaje biológico no ponen en peligro la capacidad de refrigeración del reactor ni la efectividad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

Este análisis justificará que el proyecto de los anclajes y soportes de todos los componentes del sistema primario y de los generadores de vapor permite garantizar la exclusión de roturas adicionales derivadas en el sistema primario de refrigeración y tuberías de interconexión con otros sistemas, en especial con los del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

c) El proyecto de las tuberías de guarda de las tuberías del refrigerante primario dentro del área de blindaje biológico puede resistir las cargas producidas.

C.4.7.2. Requisitos de dimensionado, proyecto, materiales, construcción y pruebas en fábrica de los volantes de inercia de las bombas del circuito primario de refrigeración del reactor, a la vista de los cálculos de los límites de tensión, así como la homologación del material utilizado en la construcción de la carcasa de las bombas.

C.4.7.3. Estudio del accidente de agarrotamiento de una bomba del sistema primario.

C.4.7.4. Evaluación de la seguridad de la central en operación con sólo dos lazos.

C.4.7.5. Demostración de que las curvas características de las bombas del sistema primario son menos desfavorables que las especificadas por el fabricante en cualquier situación, incluyendo posibles fallos de sus medios de alimentación o sistemas auxiliares. En particular, se analizarán fallos en los cojinetes.

C.4.7.6. Justificación del cumplimiento de lo establecido en la norma KTA-3501 sobre condiciones de operabilidad del sistema de protección, en lo que se refiere a la exigencia de diversidad de criterios de disparo, para el disparo por bajo caudal demostrando que es permisible usar un único tipo de detector de variaciones del caudal en los lazos de refrigerante.

C.4.7.7. Análisis completo de la pérdida de caudal en modo acoplado de las bombas del sistema primario (una y tres bombas). Debe incluirse.

a) Documentos que muestren el modelo utilizado de caída de la potencia lineal tras el disparo por bajo flujo. Influencia de la inserción de barras de control, distribución axial de potencia y coeficiente de moderador en la curva resultado.

b) Estudio paramétrico de la influencia de la presión inicial y la distribución axial de potencia (especialmente picos altos y picos bajos) en el coeficiente límite de ebullición nucleada inicial y su degradación en el curso del suceso.

c) Justificación del tratamiento de los factores de canal caliente, incluyendo posible inserción inicial de bancos de control y las distribuciones axiales incluidas en b). De manera especial debe tratarse la posibilidad de modificaciones de la distribución de caudal a la entrada del núcleo durante el suceso y el comportamiento de la caja distribuidora.

d) Análisis de retardos del sistema de protección, comparado con el de la central de referencia.

C.4.7.8. Análisis de la posibilidad de bloqueo parcial del caudal del núcleo debido a la existencia de partes sueltas en el sistema primario o cualquier otra causa similar que pudiese obstruir en todo o en parte los orificios de la placa del núcleo o alterar el funcionamiento de la caja de distribución.

C.4.7.9. La clasificación definitiva de las condiciones de operación utilizada para el establecimiento de las tensiones admisibles y combinación de carga para todos y cada uno de los componentes del sistema primario, incluidos los soportes.

C.4.7.10. El análisis de la capacidad de alivio de las válvulas de seguridad del presionador, justificando los puntos de consigna.

C.4.7.11. Las medidas de protección contra la rotura frágil en la zona de toberas de la vasija del reactor en caso de actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

C.4.7.12. El análisis de los problemas de corrosión en la zona de las piezas soldadas a las ramas calientes, que sirven para inyectar el agua de refrigeración de emergencia al circuito primario.

C.4.7.13. Las bases de proyecto y resultado de cálculo de la vasija del reactor, incluido el análisis de tensiones, fatiga y rotura frágil. El titular deberá estar en posesión del proyecto y cálculo detallado de las mismas.

C.4.7.14. La justificación de que la circulación natural que aparece en el refrigerante es efectiva y suficiente para extraer el calor del circuito primario cuando quede aislado este circuito en presencia de situaciones de accidente.

C.4.7.15. La evaluación específica de la distribución de flujo entrante en el núcleo que incluya: a) el efecto de la caja de distribución en función del caudal, temperatura de entrada y presión del refrigerante; b) el impacto de los cambios introducidos en el faldón de la C. N. de Trillo respecto a la central de referencia, y c) el impacto en la corrección asociada a la distribución de refrigerante en el factor F_{DR} .

C.4.7.16. La demostración, presentando los documentos apropiados, esquemas de ingeniería, descripción funcional y cálculos, de que el área de doscientos centímetros cuadrados, usado como dato para el cálculo de la descarga de refrigerante al compartimento de toberas, es un valor conservador del área de flujo inverso en el caso de rotura del sistema de refrigerante en la misma unión a la vasija.

C.4.7.17. La justificación de la condición A.1.2.

C.4.8. Sistema secundario de producción de vapor.

C.4.8.1. El análisis del accidente de rotura de tubos de un generador de vapor. Se describirá y justificará el modelo de cálculo utilizado y las hipótesis iniciales, incluyendo la posibilidad de que el accidente derive de la rotura de una tubería de vapor o de agua de alimentación. Asimismo, se justificará la integridad estructural de los restantes tubos en presencia de los accidentes postulados, utilizando las combinaciones de carga adecuadas.

C.4.8.2. El análisis de cargas sobre la zona de precalentamiento de los generadores de vapor en caso de rotura de una tubería de agua de alimentación principal.

C.4.8.3. La demostración de que la tubería secundaria que envuelve las tuberías de vapor y agua de alimentación a su paso por el volumen de la contención secundaria resisten las cargas que se producen en caso de rotura de la tubería interior correspondiente.

C.4.9. Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación del calor residual.

C.4.9.1. Un análisis completo de la efectividad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en caso de accidentes con pérdida de refrigerante, teniendo en cuenta el espectro total de roturas del circuito primario (tanto pequeñas como grandes) y las condiciones iniciales de operación más adversas, incluyendo la operación en dos circuitos. Se describirán y justificarán los modelos de cálculo e hipótesis utilizados, que incluirá la forma y extensión de las posibles deformaciones y daños de los elementos combustibles y su repercusión en el caudal del refrigerante y en la temperatura del combustible. En el análisis se utilizarán valores conservadores de la presión del recinto de contención después del accidente considerado, obtenido como resultado de cálculos específicos previos. Se presentarán dichos cálculos y las hipótesis utilizadas.

C.4.9.2. La demostración de la independencia de los cubículos que alojan los subsistemas de refrigeración de emergencia.

C.4.10. Sistemas de instrumentación y control.

C.4.10.1. La demostración de que el sistema de detección «Aeroball» y el ordenador de proceso toman medidas con suficiente frecuencia y las procesan de manera suficientemente fiable como asegurar: a) que la central no funcionará sin detección apropiada cuando en algún elemento combustible se alcance el límite del grado de quemado local; b) que la calibración de los detectores intranucleares del sistema de limitación es adecuada.

C.4.10.2. La demostración de que las medidas de los detectores extranucleares son representativas de la magnitud real

que se quiere medir y tienen suficiente precisión en caso de ocurrencia de cualquier transitorio de condición II, incluyendo la influencia del entorno y las condiciones de funcionamiento durante todo un ciclo. Se demostrará también que las diferentes combinaciones de señales, usadas en los circuitos de cálculo y en la formación de señales de iniciación del sistema de protección, que dependen de los detectores ex-core, se mantienen representativas de los parámetros globales equivalentes de la distribución de potencia real que se han utilizado en el análisis de transitorios de condición II. Se tendrán en cuenta las peores configuraciones posibles del núcleo por actuación del sistema de limitación o de regulación y control durante el suceso, o anteriormente, como condición anómala inicial posiblemente no detectada.

C.5. Al presentar el programa de pruebas prenucleares.

La documentación que ha de presentarse en cumplimiento de lo dispuesto en el artículo veintidós del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor deberá completarse con la siguiente información:

C.5.1. El programa de medidas de deformaciones y de desplazamientos a la temperatura de operación, del sistema primario y de tuberías de conexión.

C.5.2. La existencia en el sumidero del recinto de contención de altura neta positiva de aspiración adecuada, y de las garantías de que no se obstruirán ni se producirán vórtices durante la fase de recirculación.

C.5.3. El programa de pruebas de vibraciones de los elementos internos de la vasija del reactor, justificando la posibilidad de repetirlas durante la operación de la central.

C.5.4. El procedimiento para evitar la sobrepresión del sistema primario de refrigeración del núcleo en condiciones de parada fría y con el presionador sin cámara de vapor, en caso de actuación imprevista: a) de las bombas de carga; b) de las bombas del sistema de refrigeración de emergencia, y c) de las bombas principales del sistema de refrigeración del núcleo.

C.5.5. El programa de vigilancia de la química del refrigerante durante la parada del reactor, tanto del primario como del secundario, a fin de evitar la corrosión en las tuberías de acero al carbono que forman parte de las barreras de presión.

C.5.6. El programa detallado de pruebas de hermeticidad (locales y globales) iniciales y periódicas del recinto de contención.

C.5.7. El programa de medidas de los tiempos de retención para el Xe y Kr del circuito de retardo del sistema de tratamiento de residuos radiactivos.

C.5.8. El programa de pruebas de tiempos de retardo del sistema de protección.

C.5.9. El programa de pruebas de las curvas características de las bombas del primario y de la curva de bajada de caudal por pérdida de alimentación.

C.5.10. Se deberá probar por comparación con los valores medidos que el uso de los datos tomados como base para el cálculo de las presiones diferenciales en el recinto de contención, en especial volúmenes de los subcompartimentos, áreas de comunicación y coeficientes de flujo, es conservador. Asimismo se deberá demostrar por comparación con resultados experimentales la fiabilidad de los modelos de cálculo de la descarga de refrigerante desde el sistema primario, utilizados para obtener los caudales necesarios para el cálculo de presiones diferenciales.

C.5.11. Se deberá demostrar que el margen de seguridad estipulado por las directrices del RSK no se reduce en más de un 7 por 100 al proyectar la contención para las condiciones iniciales de operación más desfavorables.

C.5.12. La confirmación de los valores de volúmenes del sistema de refrigerante del reactor y del recinto de contención, utilizados en los modelos de cálculo presentados mediante las adecuadas mediciones. Lo mismo de todos los parámetros que intervienen en dichos cálculos (grosos de componentes, espesores de las capas de pintura, etc.), a fin de demostrar que resulten conservadores.

C.6. Al solicitar el permiso de explotación provisional.

El contenido de los documentos a presentar para solicitar el permiso de explotación provisional deberá incluir, además de los temas especificados en el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, las siguiente información adicional:

C.6.1. Estudio de seguridad.

C.6.1.1. La relación de toda la normativa aplicada a las distintas partes del proyecto, identificando cualquier desviación conocida y, en este caso, analizando las implicaciones derivadas.

C.6.1.2. La justificación de los intervalos previstos entre pruebas periódicas para mantenimiento, a la vista de la práctica utilizada en el país de origen del proyecto.

C.6.1.3. El apartado relativo al proyecto mecánico del núcleo del reactor incluirá una descripción precisa de la experiencia de funcionamiento del combustible KWU en reactores de agua a presión.

C.6.1.4. La información adicional necesaria para justificar la idoneidad del dimensionado de los cargadores de baterías y de las baterías, así como del hecho de que existan transfe-

rencias automáticas de cargas entre redundancias. La justificación estará basada en criterios técnicos, en la normativa aplicable y en la comparación con la central de referencia.

C.6.1.5. La garantía de que el sistema de sellado de emergencia de las bombas principales se alimenta de las barras de energía eléctrica de emergencia.

C.6.1.6. La documentación necesaria para acreditar la experiencia operacional del sistema de control Iskamatic B de KWU.

C.6.1.7. La justificación de la eficacia de la duplicidad de criterios de iniciación, en cuanto a detección y consiguiente puesta en marcha de acciones protectoras para aquellos incidentes que deben ser controlados por el sistema de protección del reactor.

C.6.1.8. Un análisis específico para C. N. de Trillo de la evolución de la concentración de H₂ en la contención, a continuación del accidente con pérdida de refrigerante.

C.6.1.9. El análisis de las consecuencias derivadas cuando se avería una de las bombas de vacío del sistema de tratamiento de residuos gaseosos estando la otra en reparación.

C.6.1.10. El proyecto de las edificaciones que contienen el sistema de tratamiento de sólidos, a fin de evaluar la protección radiológica dentro de las mismas. Se incluirá el sistema de manejo de los bidones, su manipulación y las dosis equivalentes esperadas al personal profesional expuesto.

C.6.1.11. La estimación del grado de contaminación existente en los edificios anular y auxiliar, así como la suficiencia del sistema de ventilación de dichos edificios. Se analizará la incidencia que podría tener una avería en los extractores de dicho sistema.

C.6.1.12. Los modelos numéricos y el cálculo de los espesores de hormigón utilizado como blindaje en los diferentes recintos de la zona controlada de la central.

C.6.1.13. Los resultados de la inspección base o de referencia de la vasija del reactor y demás componentes de la barrera de presión, referida en la condición A.8.1.

C.6.1.14. La dosis equivalente a la glándula tiroidea como consecuencia de la ingestión de leche procedente de animales que pasten en un radio inferior a los 10 kilómetros de la central nuclear.

C.6.2. Plan de emergencia.

El plan de emergencia a que se refiere el punto 4.º del artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor contendrá las medidas para la evacuación y tratamiento de las personas que pudieran irradiarse o contaminarse en caso de accidente nuclear.

20915

RESOLUCION de la Delegación Provincial de Las Palmas por la que se hace público el otorgamiento y titulación de las concesiones de explotación minera que se citan.

La Delegación Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Las Palmas hace saber que por el ilustrísimo señor Director general de Minas e Industrias de la Construcción han sido otorgadas y tituladas las siguientes concesiones de explotación, con expresión de número, nombre, mineral, cuadrículas y término municipal:

15. «San José». Puzolana. 2. San Bartolomé de Tirajana.
16. «Jandía». Arenas calizas, 49. Pájara.

Lo que se hace público en cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 101 del Reglamento General para el Régimen de la Minería de 25 de agosto de 1978.

Las Palmas de Gran Canaria, 27 de junio de 1979.—El Delegado provincial accidental, Jesús Doreste Manchado.

20916

RESOLUCION de la Delegación Provincial de Lérida por la que se autoriza el establecimiento y declara en concreto la utilidad pública de las instalaciones eléctricas que se citan: Referencia: D. 4.211 R.L.T.

Visto el expediente incoado en esta Delegación Provincial a petición de «Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana» con domicilio en Barcelona, paseo de Gracia, número 132, y cumplidos los trámites reglamentarios ordenados en el Decreto 2617/1966, de 20 de octubre, sobre autorización de instalaciones eléctricas y en el Reglamento aprobado por Decreto 2619/1966 sobre expropiación forzosa y sanciones en materia de instalaciones eléctricas, y de acuerdo con la Ley de 24 de noviembre de 1939 sobre ordenación y defensa de la industria, y Decreto de este Ministerio de 30 de junio de 1972;

Resultando que el Ayuntamiento de Lérida no ha contestado a la petición de informe, ni a su reiteración dentro de los plazos establecidos, según prevé el artículo 1 del Decreto 2619/1966, antes citado,

Esta Delegación Provincial del Ministerio de Industria y Energía de Lérida a propuesta de la Sección correspondiente ha resuelto: