

Categoría	Pesetas
Actividades cinegéticas:	
Batidores	2.060
Cuidadores	2.060
Injerto y poda:	
Maestro podador	2.100
Podador con máquina	2.100
Podador	2.075
Capataces:	
Capataces generales	2.200
Capataces de cuadrilla	2.150
Maquinistas:	
Tractoristas	2.100
Tratamiento de plagas:	
Tratadores de plagas	2.100
Sacadores de corcho:	
Capataces	2.550
Cocheros	2.500
Recogedores y rajadores	2.500
Talado y limpiado:	
Taladores	2.100
Limpiadores	2.075
Trabajadores (Servicios varios):	
Oficial primera	2.150
Oficial segunda	2.100

MINISTERIO DE INDUSTRIA Y ENERGIA

18220 ORDEN de 23 de julio de 1984 por la que se otorga a la Entidad «Hidroeléctrica Española, Sociedad Anónima», el permiso de explotación provisional para la central nuclear de Cofrentes (Valencia).

Imos. Sres.: Visto el expediente incoado en la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Valencia, a instancia de la Entidad «Hidroeléctrica Española, S. A.», por el que solicita el permiso de explotación provisional para la central nuclear de Cofrentes (Valencia).

Teniendo en cuenta que dicha central nuclear de Cofrentes dispone de autorización previa, otorgada mediante Resolución de fecha 13 de noviembre de 1972 («Boletín Oficial del Estado» de 9 de diciembre), y autorización de construcción, otorgada mediante Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 9 de septiembre de 1975 («Boletín Oficial del Estado» de 18 de septiembre), y prorrogada con fecha 4 de agosto de 1982.

Habiéndose concedido al titular de la autorización de construcción el permiso de almacenamiento temporal de sustancias nucleares, mediante Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 21 de febrero de 1980.

Vista la Ley de 29 de abril de 1964 sobre energía nuclear, el Decreto 2869/1972, de 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas; la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear;

Cumplidos los trámites ordenados por las disposiciones vigentes, teniendo en cuenta el informe favorable de la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Valencia, de acuerdo con el informe emitido al respecto por el Consejo de Seguridad Nuclear, lo establecido en el capítulo V, del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, y a propuesta de la Dirección General de la Energía, este Ministerio ha tenido a bien disponer:

Primero.—Se otorga a la Entidad «Hidroeléctrica Española, Sociedad Anónima», el permiso de explotación provisional para la central nuclear de Cofrentes.

Segundo.—Este permiso que se otorga será válido, siempre y cuando se cumplan y verifiquen los límites y condiciones del anexo a esta Orden ministerial.

Tercero.—Los límites y condiciones del permiso de explotación provisional podrán ser modificados o ampliados por la

Dirección General de la Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, o a propuesta de dicho Consejo, de acuerdo con las responsabilidades y misiones asignadas a este Organismo por la Ley 15/1980, de 22 de abril.

Cuarto.—Podrá dejarse sin efecto este permiso en cualquier momento si se comprobare: 1) El incumplimiento de estos límites y condiciones; 2) La existencia de inexactitudes en los datos aportados y discrepancias fundamentales con los criterios en que se base este permiso; 3) La existencia de factores desfavorables, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica, no conocidas en el momento presente.

Quinto.—En lo referente a la Cobertura del Riesgo Nuclear, el titular se atenderá a lo dispuesto en la Ley de 29 de abril de 1964 sobre energía nuclear; el Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares, de 22 de julio de 1967, y el Decreto 2864/1988, de 7 de noviembre, en su cuantía máxima y demás disposiciones al respecto.

Sexto.—La presente Orden se entiende sin perjuicio de las concesiones y autorizaciones complementarias, cuyo otorgamiento corresponda a otros Ministerios y Organismos de la Administración; en particular, la Resolución de la Dirección General de Protección Civil, referente al Plan Provincial de Emergencia Nuclear de Valencia; la Resolución de la Dirección General de Obras Hidráulicas, de 8 de diciembre de 1978 sobre la concesión de aguas a la central nuclear de Cofrentes, y la Ley 6/1973, de 29 de junio, sobre medidas excepcionales para el aprovechamiento de los recursos hidráulicos, escasos, a consecuencias de la prolongada sequía.

Lo que comunico a VV. II. para su conocimiento y efectos. Madrid, 23 de julio de 1984.

SOLCHAGA CATALAN

Imos. Sres. Secretario general de la Energía y Recursos Minerales y Directora general de la Energía.

ANEXO

I. Límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica

1.º A los efectos previstos en la legislación vigente se considerará como titular de este permiso de explotación provisional y explotador responsable de la Central Nuclear de Cofrentes a la Empresa «Hidroeléctrica Española, S. A.».

2.º El presente permiso de explotación provisional se aplica a la Central Nuclear de Cofrentes. La central está dotada con un reactor nuclear de agua en ebullición, con una potencia nominal del núcleo de 3.015 megavatios térmicos, de proyecto y suministro «General Electric Co.», de los Estados Unidos de América. El reactor se encuentra emplazado en el término municipal de Cofrentes (Valencia), en la orilla derecha del río Júcar. Todo ello según se describe y justifica en el Estudio de Seguridad, remitido con la solicitud, y en las revisiones al mismo, incluida la revisión número 10, de febrero 1984.

3.º El permiso de explotación provisional faculta al titular para:

3.1 Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio, ligeramente enriquecido, de acuerdo con las limitaciones aplicables del informe final de Seguridad, revisión número 10 y revisiones posteriores que sean aprobadas por la Dirección General de la Energía.

3.2 Cargar el reactor y realizar las pruebas nucleares necesarias para efectuar:

a) La aproximación inicial a la criticidad.
b) La llegada a condiciones críticas y el funcionamiento a potencia superior a la nula, tras estimación favorable por el Consejo de Seguridad Nuclear del resultado de las pruebas realizadas en el proceso del apartado 3.2. a), y el funcionamiento de la instalación, en régimen de explotación experimental hasta un nivel de potencia máxima del reactor no superior a 150 megavatios térmicos.

c) El funcionamiento a potencias superiores a 150 megavatios térmicos, previa la autorización de la Dirección General de la Energía, de acuerdo con el Consejo de Seguridad Nuclear, a la vista del resultado de las pruebas realizadas en el proceso del apartado 3.2. b).

3.3 Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación, de acuerdo con las actividades máximas, límites y condiciones contenidos en la autorización concedida por la Dirección General de la Energía, de fecha 4 de octubre de 1978 y con la documentación presentada por el titular a la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Valencia (Registro de entrada número 1.886, de 24 de octubre de 1983), relativa a la solicitud de ampliación de dicha instalación.

4.º Este permiso de explotación provisional tendrá un plazo de validez de dieciocho meses, a partir de la fecha de su concesión o hasta el arranque posterior a la primera recarga de combustible, cualquiera que sea antes. Dentro de ese período de vigencia deberá realizarse el programa de pruebas y

ensayos nucleares a los efectos previstos en el artículo 31 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, de acuerdo con los límites y condiciones de este permiso. Caso de ser necesaria su prórroga, ésta deberá ser solicitada tres meses antes de la fecha de su vencimiento, justificando las razones existentes.

5.º La finalización del Programa de Verificación Prenuclear autorizado por Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 3 de diciembre de 1982, se ajustará al contenido del «Listado de pruebas prenucleares pendientes para realizar durante el Programa de Pruebas Nucleares», remitido por el titular al CSN, con fecha 13 de junio de 1984 (Registro de entrada en el CSN número 5.975).

6.º El programa de pruebas nucleares será el propuesto por el titular en el documento «Pruebas nucleares, rev. 3, mayo 1984», con las modificaciones y requisitos que se indican en el apéndice A al presente permiso. En su ejecución se tendrá en cuenta lo dispuesto en el artículo 30 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Cualquier modificación del programa referido deberá ser sometido a la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

7.º El titular, a partir de la fecha de concesión del presente permiso, efectuará las acciones que se indican en el apéndice B, dentro de los plazos establecidos en cada caso.

8.º El límite provisional de la zona bajo control del explotador será la circunferencia de 750 metros de radio, con centro en el edificio de contención, a los efectos previstos en la condición novena de la autorización de construcción, concedida por Resolución de la Dirección General de la Energía de 9 de septiembre de 1975. El límite definitivo sólo podrá establecerse una vez se tengan datos fiables de la proporción de calmas en el empujamiento en la condición 10.10. El Plan de emergencia exterior define las zonas fuera del control del explotador.

9.º Se define como límite de la zona de acceso no restringido, a efectos de cálculo del impacto radiológico ambiental en condiciones de explotación normal de la central, el señalado mediante el «cerramiento exterior» de la figura 1.2.1.b, rev. 5, del estudio final de seguridad.

10. La explotación provisional de la instalación se ajustará al contenido de las especificaciones de funcionamiento propuesta (hasta la revisión 5, inclusive, de mayo 1984), con las siguientes modificaciones adicionales que deben ser incorporadas al manual antes de la primera criticidad:

10.1 Tabla 3.3.0.1:

- Incluir función de disparo por nivel 1 en la vasija.
- Aumentar a dos el número mínimo de canales operables por sistema de disparo para bajo nivel en la vasija y alta presión en pozo seco.
- Cambiar la acción correspondiente a los «temporizadores», de forma que se recupere el canal en una hora o se declare el sistema de rociado correspondiente inoperable y se tome la acción requerida por la especificación 3.6.3.2.

10.2 Tabla 3.3.3.1: Puntos A2.g) y B2.j) «Iniciación manual». Debe decir: 2/sistema.

10.3 Tabla 3.3.7.5.1:

- Todos los monitores de accidente deben estar operables en condición 1, 2 y 3.
- Los monitores de nivel de vasija del reactor, de radiación en contención y de radiación en pozo seco, deben estar operables en condiciones 1, 2, 3, 4 y 5.
- El monitor de radiación del SGTS debe estar operable en condiciones 1, 2 y 3, cuando se maneja combustible irradiado y durante alteraciones del núcleo y operaciones con capacidad de drenar la vasija.

10.4 Especificación 3.4.8.1 y 3.4.9.2. Acción: Si ambos lazos están inoperables debe demostrarse la operabilidad de un método alternativo de evacuación de calor residual, al menos, una vez cada veinticuatro horas.

10.5 Especificación 3.5.1. Acción: Añadir una acción h) que exija que si la alarma de presión de las líneas de descarga de los diferentes subsistemas está inoperable, se realice el requisito de vigilancia 4.5.1.a.1), al menos, cada veinticuatro horas.

10.6 Especificación 4.4.3.2.1. La vigilancia de la radiactividad de la atmósfera de pozo seco, caudal y nivel de los sumideros y del caudal condensado de los enfriadores debe hacerse cada cuatro horas.

10.7 Tabla 3.3.3.3. El tiempo de respuesta del sistema LPCI (bombas «A» y «B») debe ser < 40 seg.

10.8 Especificaciones 3/4.11.2. Los requisitos de vigilancia, excepto frecuencia, de esta especificación aplicarán a todas las descargas que se efectúan a través de la chimenea del SGTS, salvo ciertas descargas que queden a elección del explotador, y, en total, no superen 200 horas/año.

10.9 Especificación 3.4.1. Será aplicable en condición 1, cualquiera que sea el nivel de potencia.

10.10 Tabla 4.3.7.3.1. Deberá incluirse una comprobación diaria del canal meteorológico mediante uno de los criterios de validación de datos contenidos en el documento EPA-600/9-81 020. La calibración del canal requerida cada seis meses debe incluir la calibración del sensor meteorológico.

10.11 Especificación 3/4.8.1.1. Acción b), d) y e). Las setenta y dos horas permitidas para la recuperación de los circuitos de alimentación deben contarse desde la pérdida inicial de las fuentes.

10.12 Especificación 3.8.1.2. La acción a) aplica cuando el generador diésel A y/o el generador diésel B están inoperables. La acción b) debe referirse a la especificación 3.5.2 y 3.5.3.

10.13 Especificación 3.8.2.1.—Se requiere que las divisiones estén energizadas en lugar de operables. La acción a) debe decir: «Con cualquiera de las divisiones I o II de los sistemas de distribución de corriente alterna, antes requeridas no energizadas, reenergizar la división en el plazo de ocho horas, o llévase la unidad a parada caliente, dentro de las próximas doce horas y a parada fría en las veinticuatro horas siguientes.»

10.14. Especificación 3.8.2.2 y 3.7.2.3 y 3.8.2.4.—Las divisiones deben estar operables y energizadas. La acción a), de la 3.8.2.3, debe decir: «Con cualquiera de los sistemas de corriente continua, clase 1E de las divisiones I o II inoperable o no energizado, llévase la división inoperable al estado operable y energizada, en el plazo de dos horas, o llévase la unidad, al menos, a parada caliente, dentro de las primeras doce horas, y a parada fría, dentro de las veinticuatro horas siguientes.» La acción b), de la 3.8.2.4, debe hacer referencia a las especificaciones 3.5.2 y 3.5.3.

10.15 Especificación 3.8.3.3.—Debe incluir una acción c), que diga: «Con la fuente de alimentación alternativa, únicamente se podrá operar durante ocho horas. Si en este plazo no se ha recuperado la alimentación desde el conjunto motor-generador, llévase la unidad a parada caliente, dentro de las próximas doce horas, y a parada fría, dentro de las siguientes veinticuatro horas.»

Durante el período de realización de las pruebas nucleares, el titular establecerá y llevará a cabo un plan de reanálisis de las especificaciones de funcionamiento que tenga en cuenta los resultados de dichas pruebas y las modificaciones del documento equivalente de la central de referencia. Esta revisión se propondrá a la Dirección General de la Energía para su aprobación, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, al menos, dos meses antes de la primera parada para recarga de combustible.

11. El Programa de Cualificación Ambiental se revisará y completará llevando a cabo los compromisos adquiridos por el solicitante en su escrito de 12 de junio de 1984 (Registro de entrada al CSN número 5.978), en los plazos allí especificados.

12. El titular propondrá el programa de inspección en servicio seis meses antes de la primera parada para la recarga del núcleo, en el que se indicará el plan a seguir (A o B, según código ASME, sección XI).

Dicho programa deberá cumplir todos los requisitos aplicables del código ASME, y los que, en su momento, imponga el Consejo de Seguridad Nuclear, relativos a procedimientos de ensayos, clasificación de componentes y tuberías, alcance de la inspección o cualquier otro que se derive de los resultados de la inspección preoperacional realizada.

Se considera como fecha de comienzo, a los efectos de duración de los intervalos de inspección, la de terminación del programa de pruebas nucleares. La edición del código ASME, aplicable al primer intervalo de inspección, será la última edición y anexos aceptados por su incorporación al 10 CFR 50, doce meses antes de la fecha de concesión del presente permiso.

13. El titular mantendrá, en todo momento, el grado de adiestramiento y suficiencia de la organización encargada de la explotación, a cuyo fin se establecerán programas de reentrenamiento y actualización de conocimientos que deberán ser favorablemente apreciados por el Consejo de Seguridad Nuclear. Para ello, se tendrá en cuenta la norma ANSI/ANS-3.1-981, «American National Standard for Selection, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants». En lo que se refiere al personal con licencia se tendrá también en cuenta la guía GSN-02/78, «Cualificaciones y requisitos exigidos a los candidatos a la obtención y uso de licencias de operación de centrales nucleares de potencia», la guía GSN-04/77, «Guía para la obtención del título de Jefe del Servicio de Protección contra Radiaciones», la guía GSN-14/80, «Cualificaciones y requisitos exigidos a los candidatos para la obtención y uso de licencias de operación de instalaciones radiactivas».

14. Durante el período de vigencia de este permiso se seguirá aplicando el concepto de «central de referencia», como sistema de seguimiento de las exigencias del Organismo regulador del país de origen del proyecto a centrales del mismo tipo que Central Nuclear Cofrentes. Para ello, el titular deberá presentar, dentro de los quince primeros días de cada semestre natural, un análisis de la aplicabilidad de los requisitos exigidos por el Organismo regulador del país de origen del proyecto a la central de referencia.

15. Tres meses antes de la fecha prevista para la primera recarga del núcleo, el titular remitirá a la Dirección General de la Energía y al Consejo de Seguridad Nuclear el correspondiente estudio de seguridad de la recarga y la propuesta de la revisión de las especificaciones de funcionamiento que se deriven. También remitirá el programa y secuencia de las acciones a desarrollar durante la parada, incluida la inspección de servicio.

16. Al solicitar el permiso de explotación definitiva, el titular deberá presentar, además de la documentación referida en el artículo 31 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, desarrollado en la guía GSN-08/78, «Documentación para solicitud del permiso de explotación definitiva», una

declaración documentada de haber cumplido los límites y condiciones de este permiso.

17. En el plazo de seis meses, a partir de la fecha de concesión de este permiso, se enviará a la Dirección General de la Energía y al Consejo de Seguridad Nuclear la revisión II del estudio final de seguridad, en el que se incluirán las modificaciones identificadas en el escrito del Consejo de Seguridad Nuclear al titular de fecha 8 de junio de 1984 (número Registro salida CSN 2.164). La frecuencia posterior de revisión del Estudio Final de Seguridad será, al menos, anual.

18. El titular informará anualmente a la Dirección General de la Energía y al Consejo de Seguridad Nuclear sobre el grado de cumplimiento de la condición 14 de la autorización de construcción por lo que se refiere al almacenamiento de los residuos radiactivos sólidos producidos. El informe contendrá, a la vista de los resultados de cada año, una evaluación del grado futuro de cumplimiento y de los medios a aplicar a tal fin. Un año antes de la saturación de la capacidad actual, el titular propondrá para su aprobación por la Dirección General de la Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, la solución que estime más conveniente para el almacenamiento de estos residuos.

19. El titular informará anualmente a la Dirección General de la Energía y al Consejo de Seguridad Nuclear sobre la situación, en relación con el almacenamiento de los elementos combustibles gastados y sobre la evolución de la capacidad de almacenamiento. Dos años antes del agotamiento de la capacidad prevista, el titular propondrá para su aprobación por la Dirección General de la Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, la solución que estime más conveniente para la ampliación del almacenamiento o para el destino de estos combustibles gastados.

20. La salida de bultos de residuos radiactivos fuera del emplazamiento de la central, a un emplazamiento temporal o definitivo deberá comunicarse a la Dirección General de la Energía y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, un mes de antelación a la fecha de salida y quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente y a las condiciones adicionales que en su día y a este fin emita el Consejo de Seguridad Nuclear.

21. El Consejo de Seguridad Nuclear podrá emitir directamente al titular las instrucciones complementarias pertinentes para el mejor cumplimiento y verificación de estos límites y condiciones.

II. Otras especificaciones

1.º «Hidroeléctrica Española» deberá establecer, en el plazo máximo de un año, un Acuerdo de Investigación y Desarrollo con la Junta de Energía Nuclear, compatible con los fines de explotación de la central, sobre alguno de los temas siguientes: Corrosión intergranular bajo tensión, desarrollo de método y equipo de inspección de tuberías, optimización del procedimiento de vigilancia de aceros de la vasija.

Dicho acuerdo deberá ser sometido, para su aprobación, a la Dirección General de la Energía.

APENDICE A

Límites y condiciones relativos al programa de pruebas nucleares de C. N. Cofrentes

A.1 Condiciones generales.

A.1.1 El programa de pruebas nucleares de la Central Nuclear de Cofrentes será el que figura en el documento:

«Pruebas nucleares» (revisión 3 de mayo de 1984), remitido por Hidroeléctrica Española al Consejo de Seguridad Nuclear, el día 30 de mayo de 1984, con número de registro de entrada 5.654, con las modificaciones que más adelante se detallarán.

A.1.2 La secuencia de realización de las pruebas nucleares de la Central Nuclear de Cofrentes será la recogida en el documento:

«Programa básico de pruebas nucleares» (revisión 4 de mayo de 1984, anexo al documento citado en el apartado anterior, con las modificaciones que más adelante se detallarán.

A.1.3 La organización del explotador para el desarrollo del programa de pruebas nucleares de la Central Nuclear de Cofrentes será la recogida en el documento:

«Manual de puesta en marcha» (revisión 3 de abril de 1983), remitido por Hidroeléctrica Española al Consejo de Seguridad Nuclear el día 11 de abril de 1983 y con número de registro de entrada el 1.539, con las modificaciones que más adelante se detallarán.

A.1.4 El Consejo de Seguridad Nuclear podrá requerir a la Central Nuclear de Cofrentes la realización de pruebas nucleares adicionales a las recogidas en los documentos antes mencionados y en este permiso de explotación provisional si las circunstancias así lo requirieran.

A.1.5 Aquellas pruebas nucleares en las que se utilice el sistema de información de emergencia (ERIS) como herramienta de adquisición de datos deberán repetirse en el caso de que dicho sistema no proporcione toda la información necesaria

para comprobar el cumplimiento de los criterios de aceptación, especificados en el procedimiento detallado de ejecución de la prueba correspondiente.

A.1.6 En general, deberá entenderse durante el desarrollo del programa de pruebas nucleares que la primera actividad a realizar en la planta cuando se alcance cada condición de prueba, será la ejecución de todas las pruebas previstas para dicha condición.

A.1.7 Cada semana el titular deberá comunicar al Consejo de Seguridad Nuclear, mediante télex, el programa previsto para realizar la semana siguiente.

A.1.8 La realización de las pruebas a que se refiere el apartado A.1.2 deberá ser comunicado al CSN con al menos cuarenta y ocho horas de antelación.

A.1.9 Cuando sea preciso proceder a alguna modificación importante de un sistema que haya sido objeto de alguna prueba nuclear, se informará en el plazo más breve posible al Consejo de Seguridad Nuclear, al objeto de autorizarse la necesidad de realizar pruebas nucleares adicionales.

A.2 Cambios de orden en la secuencia.

El documento:

«Programa básico de pruebas nucleares» (revisión 4 de mayo de 1984) deberá ser revisado para incluir los cambios de orden que se indican a continuación:

A.2.1 El rechazo de carga, cuya realización está prevista en el «Programa básico de pruebas nucleares» en el paso 244 248, se realizará con la planta operando entre el 35 y el 40 por 100 de la potencia térmica nominal.

A.2.2 La prueba PPN/30B, «Disparo de las dos bombas de recirculación» cuya realización está prevista en el «Programa básico de pruebas nucleares», en la condición de prueba TC-3, se realizará con la planta operando en la condición de prueba TC-6, antes de la ejecución de la prueba PPN/27.3 (paso 520 526).

El procedimiento incluirá la forma de disparo de las bombas que provoque la disminución de caudal más rápida posible.

A.2.3 Cualquier otro cambio de orden de la realización de las pruebas nucleares deberá ser puesto en conocimiento del Consejo de Seguridad Nuclear, al objeto de obtener su apreciación favorable antes de que se lleve a cabo.

A.3 Pruebas adicionales.

El documento:

«Pruebas nucleares» (revisión 3 de mayo de 1984), deberá ser revisado para incluir las siguientes pruebas nucleares adicionales:

A.3.1 Pruebas funcionales de los bloques de extracción de barras de control producidos por:

- El sistema de control de configuración de barras.
- El sistema de indicación de flujo neutrónico de rango de fuente.
- El sistema de indicación de flujo neutrónico de rango de intermedio.
- Señal de alto nivel en el volumen de descarga de disparo del reactor («Scram»).
- Señal de alto caudal del sistema de recirculación del refrigerante del reactor.

Todas ellas la primera vez que se realicen, con el núcleo del reactor completamente cargado, en cumplimiento de las exigencias de vigilancia previstas en las Especificaciones Técnicas de funcionamiento.

A.3.2 Calibración de la instrumentación de caudal de recirculación y de nivel de la vasija del reactor con la planta operando al 25, 50, 75 y 100 por 100 de la potencia térmica nominal.

A.3.3 Se realizará una prueba de «Inyección de refrigerante a la vasija del reactor por el sistema de aspersión de alta presión, por actuación automática simulada de nivel 2, con energía auxiliar disponible».

Esta prueba se realizará con la planta operando entre el 25 y el 50 por 100 de su potencia térmica nominal, entre los pasos 248 y 250 del «Programa básico de pruebas nucleares».

A.3.4 Demostración de que la respuesta dinámica de la planta ante los cambios de carga de diseño, incluyendo cambios en rampa y en escalón, está de acuerdo con el diseño, siguiendo la recomendación 5hh del apéndice A de la Guía Reguladora 1.86 (revisión 2) del país de origen del proyecto.

A.4 Objetivos adicionales.

El documento:

«Pruebas nucleares» (revisión 3 de mayo de 1984), deberá ser revisado para incluir en los procedimientos de pruebas nucleares (PPN) que se citan, los siguientes objetivos adicionales:

A.4.1 En el PPN/1, «Química y Radioquímica»:

a) Verificar la calibración de las cédulas de conductividad y de las alarmas relacionadas con ellas.

b) Mientras el «Sistema de recirculación» esté parado se vigilará la calidad del agua del reactor mediante tomas de muestras, aguas arriba de las bombas del «Sistema de limpieza del agua del reactor».

A.4.2 En el PPN/18 «Distribución de potencia en el núcleo»:

- a) Determinar la distribución tridimensional de potencia en el núcleo.
- b) Determinar la simetría de la potencia del núcleo.

A.4.3 En el PPN/24 «Prueba de las válvulas de turbina»:

- a) Comprobación de la capacidad de diseño de cada válvula del «Sistema de derivación de turbina».
(Este objetivo se cumplimentará cuando se ejecute el procedimiento con la planta operando en la condición de prueba TC-1.)
- b) Comprobación de la curva característica de diseño de las válvulas de control de turbina.

A.4.4 En el PPN/26 «Prueba de las válvulas de alivio»:

- a) Medida de los tiempos de respuesta (apertura y cierre) de las válvulas de alivio.
- b) Demostración de la capacidad de alivio de las válvulas de alivio-seguridad individualmente.

A.4.5 En el PPN/27 «Disparo de turbina y rechazo de carga del generador»:

Comprobación de que las válvulas de interceptación operan correctamente evitando la sobrevelocidad de la turbina.

A.4.6 En el PPN/28 «Parada desde el panel de parada remota»:

Deberán cumplirse las recomendaciones de la Guía Reguladora 1.68.2 (revisión 1) del país de origen del proyecto.

A.4.7 En el PPN/T41 «Sistema de refrigeración de la atmósfera del pozo seco»:

Comprobación de que se cumple la recomendación 5w del apéndice A de la Guía Reguladora 1.68 (revisión 2) del país de origen del proyecto.

A.5 Verificaciones adicionales.

El documento:

«Pruebas nucleares» (revisión 3 de mayo de 1984), deberá ser revisado para incluir las siguientes verificaciones adicionales:

A.5.1 Se verificará que el rendimiento de la planta está de acuerdo con el previsto en el diseño cuando la planta opera al 25, 50, 75 y 100 por 100 de la potencia térmica nominal, justificando en el plazo más breve posible ante el Consejo de Seguridad Nuclear cualquier anomalía detectada.

A.5.2 Se verificarán los enclavamientos de las válvulas de parada e interceptación de las turbinas de baja presión.
(Esta verificación se efectuará antes de la prueba «Rechazo de carga por debajo del 35 por 100» que en el punto A.2.1 de este apéndice ha sido modificada para ejecutarse con la planta operando entre el 35 y el 40 por 100 de su potencia térmica nominal.)

A.5.3 El mapa de operación «potencia en función del caudal del núcleo» podrá ser requerido por el Consejo de Seguridad Nuclear. Asimismo podrán requerirse aquellas pruebas o verificaciones adicionales que se consideren necesarias para evaluar el mismo. Las conclusiones de los análisis de resultados de pruebas que pudieran afectar al mapa de operación deberán ser comunicadas al Consejo de Seguridad Nuclear.

Asimismo, deberán comunicarse al Consejo de Seguridad Nuclear, y ser apreciadas favorablemente por el mismo, los posibles cambios que deban introducirse en el mapa de operación como consecuencia de las pruebas nucleares.

A.5.4 Se verificarán, mediante análisis de laboratorio, los resultados obtenidos en las comprobaciones del sistema de vigilancia de la radiación en procesos y efluentes.

A.5.5 Durante algunos transitorios que impliquen la apertura de válvulas de alivio-seguridad, se registrarán, mediante la instrumentación sísmica, las vibraciones inducidas en las estructuras para determinar la necesidad de modificar la instrumentación sísmica.

A.6 Puntos de espera.

El documento:

«Manual de puesta en marcha» (revisión 3 de abril de 1983), deberá ser revisado para incluir los puntos siguientes:

A.6.1 Se establecerán los siguientes puntos de espera en el programa de pruebas nucleares:

- a) El cierre de la vasija del reactor.
- b) El final del calentamiento.
- c) El final de cada condición de prueba.

A.6.2 El Comité de Seguridad Nuclear de la central deberá reunirse cuando se alcance cada punto de espera y levantar acta de dichas reuniones.

A.6.3 En las reuniones a que se refiere el punto anterior el Comité de Seguridad Nuclear de la central comprobará que se han ejecutado todas las pruebas programadas hasta el punto de espera correspondiente y procederá a su evaluación. Tras dicha evaluación el Comité de Seguridad Nuclear de la central autorizará, si procede, la continuación del programa de pruebas.

A.7 Análisis específico.

Se realizará un estudio que determine qué fallo único o error operativo es el más limitativo térmicamente para el núcleo del reactor, como consecuencia de la disminución de la temperatura del agua de alimentación y el ritmo de variación de la misma, con el fin de verificar que está cubierto por el transitorio base de diseño (Incluyendo la pérdida y derivación de calentadores.)

Dicho análisis será remitido al CSN con al menos un mes de antelación a la realización de la prueba PPN/23B, «Pérdida de un calentador de agua de alimentación» (paso 500-504), al objeto de obtener la apreciación favorable correspondiente.

A.8 Procedimientos de pruebas nucleares.

A.8.1 Los procedimientos de pruebas nucleares deberán ser aprobados por el Comité de Seguridad Nuclear de la central y por el Jefe de Central, y revisado por las organizaciones de proyectos involucradas, incluido el suministrador principal. La versión aprobada y revisada de cada procedimiento será remitida al Consejo de Seguridad Nuclear, al menos veinte días antes de su ejecución, a efectos de poder efectuar modificaciones en caso necesario.

A.8.2 El proceso a seguir para cualquier modificación de los procedimientos, remitidos al Consejo de Seguridad Nuclear, será el siguiente (a excepción de las modificaciones introducidas por el Consejo de Seguridad Nuclear):

a) Si las modificaciones afectan a los objetivos de la prueba o a los criterios de aceptación, el mismo que para el procedimiento original.

b) Si las modificaciones suponen un nuevo planteamiento en la ejecución de la prueba o modifican la filosofía de la misma, el mismo que para el procedimiento original.

c) Si las modificaciones no afectan a los objetivos, ni a los criterios de aceptación, ni suponen un planteamiento nuevo de la prueba ni modifican su filosofía, bastará con comunicarlo al Consejo de Seguridad Nuclear antes de su ejecución, cuando se trate de una de las pruebas a que se refiere el apartado A.12.

A.8.3 El contenido de los procedimientos se atendrá a las recomendaciones de la Guía Reguladora 1.68 (revisión 2) del país de origen del proyecto.

A.9 Criterios de aceptación.

A.9.1 Los criterios de aceptación de cada prueba deberán formar parte de los procedimientos de prueba definitivos.

A.9.2 La clasificación en niveles de los criterios de aceptación debe definirse en el documento «Pruebas nucleares». Dicha clasificación deberá estar de acuerdo con las recomendaciones del suministrador principal.

A.9.3 El titular realizará la evaluación preliminar de los resultados de cada prueba antes de la ejecución de la prueba siguiente en la secuencia de arranque definitiva.

A.9.4 En el caso de transgresión de los criterios de aceptación se procederá como sigue:

a) Si el criterio de aceptación incumplido es de nivel 1 según el correspondiente «Procedimiento de prueba nuclear», la planta deberá llevarse a condición segura, basándose en los resultados de las pruebas anteriores. Podrán seguir ejecutándose aquellas pruebas nucleares que sean compatibles con la situación en que se mantiene la planta y con la secuencia de pruebas definitiva.

Una vez resuelto al problema que motivó la transgresión se repetirá aquella parte de la prueba que sea necesaria para demostrar que se cumple el criterio de aceptación transgredido.

La documentación generada en la resolución del problema se adjuntará al informe de la prueba.

b) Si el criterio de aceptación incumplido es de nivel 2, según el correspondiente «Procedimiento de prueba nuclear», no es necesario paralizar el programa de pruebas, pero el personal técnico de la central procederá a realizar una investigación exhaustiva del problema, tras la cual:

- Si se resuelve, se repetirá la parte de la prueba que quedó pendiente, o
- Si no se resuelve, se propondrán acciones alternativas para cumplimentar los objetivos de la prueba.

Cualquiera de las situaciones anteriores, así como los estudios a que den lugar, serán puestas en conocimiento del Consejo de Seguridad Nuclear tan pronto como sea posible.

A.10 Actas del Comité de Seguridad Nuclear de la central.

Las actas de las reuniones del Comité de Seguridad Nuclear de la central, relativas al desarrollo del programa de pruebas nucleares, serán remitidas al Consejo de Seguridad Nuclear, en un plazo máximo de veinte días a contar desde la fecha de finalización de la reunión correspondiente.

A.11 Incidencia del programa de pruebas nucleares en el entrenamiento del personal de operación.

A.11.1 Cada turno de operación asistirá al menos a las siguientes pruebas:

- a) Un disparo del reactor.
- b) Un transitorio del regulador de presión.
- c) Una variación de carga.
- d) Un disparo de turbina o rechazo de carga.
- e) Una prueba de operación del «Sistema de refrigeración del núcleo aislado».
- f) Un transitorio de nivel de la vasija del reactor.
- g) Una prueba de cierre de las válvulas de aislamiento.

A.11.2 Los operadores que no hayan podido estar presentes en pruebas importantes de operación deberán ser informados de las incidencias operativas ocurridas en las mismas.

A.11.3 En la central se deberá disponer de la documentación acreditativa del cumplimiento de los dos puntos anteriores.

A.12 Pruebas de representación oficial.

A.12.1 Las pruebas que se relacionan en la tabla I serán realizadas en presencia de la representación oficial a los efectos previstos en el artículo 30 del vigente Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

A.12.2 Cuando una prueba cuya ejecución ha de realizarse ante representación oficial deba repetirse por cualquier circunstancia, dicha repetición deberá realizarse también ante representación oficial.

TABLA I

Pruebas de representación oficial

Número de orden	Denominación de la prueba	Paso de la secuencia
1.	Carga del combustible	1-7
2	Margen de parada	8-10
3	Comprobación de IRM	7-12
4	Detección de fugas de MSIV	30-33
5	Prueba de válvulas de alivio	52-80
6	Disparo («Scream») individual de todas las barras de control	84-90
7	Sistema de refrigeración del núcleo aislado	84-92
8	Cierre rápido individual de las válvulas MSIV	98-100
9	Detección de fugas	84-100
10	Sistema de refrigeración del núcleo aislado	108-116
11	Sistema de refrigeración del núcleo aislado	118-120
12	Regulador de presión	124-126
13	Acoplar y subir al 10 por 100 en turbina	128-130
14	Control de agua de alimentación (válvulas de arranque)	122-141
15	RHR en modo «condensación de vapor»	174-178
16	Verificación de instrumentación	198-205
17	Sistema de recirculación (cavitación)	220-222
18	RHR en modo «enfriamiento de la piscina de supresión»	230-232
19	Válvulas de alivio, apertura manual	230-238
20	Rechazo de carga	244-248 (*)
21	Pérdida total de tensión	250-254
22	RHR en modo «condensación de vapor»	254-255
23	Parada desde el panel de parada remota	256-259
24	Sistema de refrigeración del núcleo aislado	262-264
25	Distribución de potencia del núcleo. Medidas de tiempos de las MSIV.	290-294
26	Calibración de caudal del sistema de recirculación	292-294
27	Control de recirculación	294-322
28	Válvulas de turbina	322-326
29	Disparo de una bomba de recirculación	328-330
30	Disparo de una bomba de recirculación	330-336
31	Sistema de recirculación	336-340

Número de orden	Denominación de la prueba	Paso de la secuencia
32	Disparo de dos bombas de recirculación	342-348 (*)
33	Retroceso automático (Run-back) de recirculación	348-350
34	Disparo de turbina	356-362
35	Regulador de presión	376-378
36	Respuesta de potencia del reactor en función del número de huecos del moderador	376-380
37	Sistema de recirculación	394-398
38	Funcionamiento del núcleo	394-400
39	Respuesta de potencia del núcleo en función del número de huecos del moderador	400-402
40	Ajuste de nivel del agua de alimentación	404-406
41	Respuesta de potencia del núcleo en función del número de huecos del moderador	406-408
42	Distribución de potencia del núcleo	424-440
43	Calibración LPRM	424-444
44	Calibración APRM	444-448
45	Control de recirculación	458-460
46	Disparo de una bomba de recirculación	468-472
47	Sistema de recirculación	472-474
48	Control de agua de alimentación. Válvulas de aislamiento de vapor principal	476-480
49	Válvula de turbina	476-482
50	Disparo de las bombas de agua de alimentación	484-486
51	Radiación de proceso	488-489
52	Aislamiento de las MSIV	488-494
53	Cambio de secuencia de barras	496-498
54	Pérdida de calentadores de agua de alimentación	500-504
55	Sistema hidráulico de las barras de control	520-524
56	Disparo del generador	520-526
57	RHR en modo «enfriamiento en parada»	526-530
58	Detección de fugas	526-528 (**)
59	Medida de la radiación	424-534
60	Radiación de proceso	532-535
61	Calibración de la instrumentación de nivel de vasija al 25 por 100. Las que se programan para complementar la recomendación 5hh del apéndice A, de la USNRC. R. G. 1.68. (Rev. 2)	Adicional.
62	Inyección del HPCS	Adicional.

(*) Estas pruebas han sido cambiadas de orden por este apéndice del PEP.
 (**) Existe un error tipográfico en el documento «Programa básico de pruebas nucleares».

APENDICE B

Acciones sometidas a plazo

Dentro de los plazos que se indican en cada caso, a partir de la fecha de concesión del permiso de explotación provisional, el titular efectuará las acciones que se detallan a continuación:

B.1 Antes de alcanzar la criticidad.

B.1.1 Remitir al Consejo de Seguridad Nuclear la información adicional siguiente:

B.1.1.1 Un análisis justificativo de que en caso de pérdida de las unidades de ventilación de las salas de los tanques diarios de los generadores diesel no se producirán acumulaciones excesivas de gases inflamables en las mismas.

B.1.1.2 Un documento en el que se identifiquen los medios para poder detectar fugas en los lazos cerrados en el exterior de la contención, correspondientes a los sistemas de vigilancia de la atmósfera de la contención.

B.1.1.3 Un estudio que demuestre que los prefiltros del sistema de filtración de la sala de control no se colmatan por humedad y agua de arrastre y el sistema permanece operable durante el transcurso del accidente base de proyecto.

B.1.1.4 Un análisis justificativo de que los filtros de carbón activo del sistema de ventilación de emergencia de sala de control están diseñados para una carga máxima permisible de 2,5 mg de yodo total (estable más radiactivo) por gramo de carbón activo.

B.1.1.5 Un informe sobre el entrenamiento de los operados en el empleo e interpretación de los datos registrados por el detector de partes sueltas.

B.1.1.6 Una propuesta del programa de garantía de calidad del producto obtenido en la explotación de los residuos radiactivos resultantes de la explotación de la central. Este programa incluirá durante la primera fase del funcionamiento del sistema y siempre que se modifiquen los parámetros de proceso, la comprobación de la homogeneidad del producto, la ausencia de líquido libre y la determinación de la resistencia a la compresión y a la lixiviación mediante ensayos normalizados.

B.1.1.7 Un análisis justificativo de los puntos de tarado de alarma de los distintos monitores de radiación del sistema de tratamiento de líquidos que se establecen en las especificaciones de funcionamiento.

B.1.1.8 Un documento en el que se justifique el cumplimiento de la Guía Reguladora de la USNRC número 1.78 «Assumptions for Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room During a Postulated Hazardous Chemical Release».

B.1.2 Ejecutar las acciones necesarias para:

B.1.2.1 La instalación de chapetas abatibles, o una solución equivalente, en los tubos de escape del sistema de extracción de aire de los generadores diesel.

B.1.3 Tomar las acciones administrativas para:

B.1.3.1 Reflejar en un procedimiento administrativo de vigilancia el que las válvulas de interfase entre el sistema de adición química y el sistema de agua enfriada esencial, así como entre éste y el sistema de muestreo postaccidental (válvulas P027, FF043, FF031 y FF-032), deben estar cerradas en condiciones normales.

B.1.3.2 Incluir en el procedimiento de vigilancia que desarrolla el requisito de pruebas periódicas del generador diesel de la división III, la comprobación de la no apertura de contactores durante el arranque del mayor motor (HPCS).

B.1.3.3 Modificar el procedimiento P.Q/1.1.11 «Estación de muestreo de emergencia», a fin de identificar correctamente el tipo y la designación de las válvulas utilizadas en el sistema.

B.1.3.4 Modificar los apartados «Objetivo» y «Análisis» del procedimiento P.Q/2.1.34 «Análisis de muestras después de un accidente» para incluir la determinación de los niveles de hidrógeno en la atmósfera de la contención.

B.1.3.5 Que el centro de registros de garantía de calidad pase a depender directamente de la Unidad de Control de Estudios e Información, perteneciente a la Organización de Explotación de la central.

B.1.3.6 Modificar los procedimientos de operación para incluir la posibilidad de actuar los aspersores de la contención desde el panel de parada remota en caso necesario.

B.2 En el plazo máximo de seis meses.

B.2.1 Remitir al Consejo de Seguridad Nuclear la información adicional que se detalla:

B.2.1.1 Un documento en el que se detallen los acelerogramas del terremoto base de operación de 100 seg. empleados por el suministrador principal en su cualificación de equipos.

B.2.1.2 Un procedimiento sobre los requisitos de mantenimiento del sistema de drenajes exterior a la central.

B.2.1.3 Un análisis en el que se cuantifique la probabilidad de pérdida de la batería de alimentación al control de los interruptores del parque de 138 KV, en comparación con la de otros casos que pudieran dejar indisponibles ambas líneas.

B.2.1.4 La revisión del documento «Justificación de la capacidad del estanque de servicios esenciales», en la que se tengan en cuenta los requisitos exigidos por el CSN al titular en su escrito de 21 de marzo de 1984 (número registro salida CSN número 1.023), considerando además los parámetros ambientales de acuerdo con la Guía Reguladora de la US NRC número 1.27 «Ultimate Heat Sink», revisión 2 de 1976.

B.2.1.5 Un estudio en el que se identifiquen los instrumentos que, perteneciendo a canales distintos y utilizándose para una misma función de seguridad, compartan las tomas de proceso, analizándose en qué casos se impediría dicha función.

B.2.1.6 Un análisis justificativo de la idoneidad del caudal nominal del ventilador de purga de humos de la sala de control.

B.2.1.7 Un análisis que identifique cualquier fallo (sistemas eléctricos, sensores, tomas de proceso, etc.), que puede dar lugar al mal funcionamiento de más de un sistema de control, demostrando que dichos fallos no se traducen en consecuencias no cubiertas por los análisis del capítulo 15 del Estudio de Seguridad.

B.2.1.8 Un análisis justificativo de que los tarados de los interruptores FS-NN05 y dTS-NN50 de las unidades de filtración de emergencia de la sala de control, son tales que cualquiera de ellos dispara la unidad por 70 por 100 de humedad máxima relativa aguas abajo del calentador.

B.2.1.9 Un estudio de las operaciones y cargas radiológicas durante la descarga de elementos combustibles irradiados que

considerando la mínima sumergencia del elemento combustible permitida por las Especificaciones de Funcionamiento, durante el tiempo real empleado para efectuar el traslado de elementos combustibles, asegure el cumplimiento de los límites del 10 CFR 20.

B.2.1.10 La revisión 5 al Manual de Protección Radiológica de forma que se adapte plenamente al Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, de octubre de 1982.

B.2.1.11 Un estudio para determinar las actividades máximas de isótopos radiactivos en el depósito de desechos concentrados, que garanticen que en caso de rotura del tanque, no se superaran en la zona de acceso no restringido, las concentraciones máximas permitidas en 10 CFR 20 para el público en general.

B.2.1.12 Un informe detallado del cumplimiento de la Guía de la OIEA Safety Guide número 50-SG-07 (1982) «Maintenance of Nuclear Power Plants».

B.2.2 Ejecutar las acciones necesarias para:

B.2.2.1 Instalar una toma de muestras en el sistema de sellos de la turbina.

B.2.2.2 Cortar el acceso al panel de parada remota.

B.2.2.3 Sustituir la puerta de separación entre los dos trenes del sistema de filtrado de emergencia de la sala de control por una que sea estanca al agua y tenga un rango de resistencia al fuego del mismo orden que el muro de separación entre los dos trenes.

B.2.2.4 Disponer de un «by-pass» manual de disparo térmico del motor de las bombas de transferencia de combustible de los generadores diesel. Este «by pass» podrá realizarse, en caso necesario, desde el panel local desde donde se realiza el arranque manual de las bombas. Los procedimientos de emergencia correspondientes contemplarán esta posibilidad.

B.2.2.5 Instalar un pluviómetro digital cuya resolución mínima de aforo sea de 0,25 mm, la exactitud del valor registrado esté dentro de ± 10 por 100 del volumen total acumulado en el recipiente de recepción y la resolución en el tiempo sea suficiente para detectar intensidades elevadas de precipitación.

B.2.2.6 Instalar, en las plataformas de manejo de combustible, un enclavamiento que de acuerdo con lo requerido por la norma ANSI ANS-57.1-1980, impida el poder llevar a cabo simultáneamente un movimiento de traslación y otro de subida o bajada.

B.2.2.7 Instalar dos canales de vigilancia de tensión y frecuencia de la alimentación eléctrica desde la fuente alternativa del sistema de protección del reactor.

B.2.3 Realizar las acciones administrativas para:

B.2.3.1 Disponer, en el archivo de calificación sísmica de equipos, de una lista de todos los equipos y estructuras soporte en la que se identifiquen los suministradores y las hojas resumen para cada componente donde figuren los datos que se piden en el punto 3.10.11.3 del NUREG-0300 (revisión 2, julio de 1981).

B.2.3.2 Disponer de un índice general de registro que indique el tiempo de retención de los registros de garantía de calidad, donde estarán almacenados y la situación de los mismos en el área de almacenamiento. Se dispondrá además de un sistema de control para la recepción de los registros y los procedimientos necesarios para disponer de un sistema de archivo de acuerdo con los requisitos de la norma ANSI N.45.2.9-79.

B.2.3.3 Disponer de los medios adecuados para poder medir, en la atmósfera sobre el emplazamiento, el espesor de la capa de mezcla limitada por inversión térmica en altura. A partir de entonces deberá medirse el espesor de dicha capa en situaciones inestables y neutrales de acuerdo con la guía de la OIEA número 50-SG-S3 de 1980.

B.3 En el plazo máximo de un año.

B.3.1 Remitir al Consejo de Seguridad Nuclear la siguiente información:

B.3.1.1 Un documento en el que se explique, haciéndose referencia a la metodología empleada, la elección de los puntos de tarado de disparo y los valores permitidos de todas y cada una de las variables de disparo del reactor y del resto de los sistemas de seguridad recogidos en las Especificaciones de Funcionamiento.

B.3.1.2 Un estudio sobre la evolución de la calidad del agua del estanque de servicios esenciales que permita evaluar la necesidad de instalar las líneas de conducción y sistemas de apoyo necesarios para poder purgar periódicamente el agua almacenada en el estanque. En caso de que se determine necesario, dichas modificaciones deberán realizarse antes del arranque posterior a la primera recarga de combustible.

B.3.1.3 Un cálculo que justifique el caudal de pérdidas del embalse de servicios esenciales supuesto en el análisis exigido en la condición B.2.1.4, una vez que se hayan contabilizado las pérdidas reales en el embalse a causa de: filtraciones, evaporación natural y caudal de purga necesario para mantener la química del agua.

B.3.1.4 La ampliación del estudio hidrológico de la cuenca del río Júcar de acuerdo con la Guía Reguladora de la USNRC 1.113.

B.3.1.5 Un estudio para determinar, de acuerdo con el capítulo 2 de la Guía Reguladora de la USNRC 1.23 Rev. 1, las condiciones de drenaje en el valle y el espesor de la inversión térmica producida como consecuencia de aquéllas.

B.3.1.6 La ampliación de los estudios ecológicos y los de evaluación del impacto ambiental, ajustándolos a los criterios básicos de la revisión 2 de la Guía reguladora 4.2 de la USNRC, en la medida que sea aplicable a la fase actual administrativa de C. N. Cofrentes.

Estos estudios y los realizados hasta la fecha sobre impacto radiológico y vigilancia radiológica ambiental se integrarán en un único documento que se titulará «Evaluación del Impacto Ambiental (EIA) de la Central Nuclear de Cofrentes».

B.3.1.7 Un modelo de dispersión atmosférica de trayectoria variable que tenga en cuenta la topografía, o en su defecto, los resultados de experiencia de dispersión realizadas en el propio emplazamiento que permitan corregir o validar el modelo gaussiano de línea recta o viento medio constante empleado actualmente. Todo ello de acuerdo a la posición C.1.c) de la Guía Reguladora de la USNRC 1.111 Rev. 1.

B.3.1.8 Un estudio hidrológico y meteorológico de acuerdo con las especificaciones suministradas por el CSN, al titular en su escrito de 28 de marzo de 1984 (número registro de salida CSN 1.117).

B.3.2 Se tomarán las acciones administrativas para que:

B.3.2.1 La parte del archivo correspondiente a los documentos del proyecto especificados en la lista A.1 del apéndice A, de la norma ANSI, número 45.29-79 esté organizada y disponible. Aquellos documentos de proyecto, considerados como de archivo permanente durante toda la vida de la central, en la citada lista A-1, se encontrarán archivados dentro del territorio nacional. Las excepciones a este punto deberán ser identificadas y justificadas ante el Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos, el titular establecerá con las organizaciones implicadas compromisos formales que permitan la accesibilidad a dichos documentos.

B.4 Antes del arranque posterior a la primera recarga

B.4.1 Se someterá a los lazos cerrados fuera de la contención que se operen en condiciones postaccidentales, a las correspondientes pruebas de fugas, a una presión de, al menos, la de picos de accidente en la contención.

B.4.2 Se realizarán las modificaciones necesarias de acuerdo con los requisitos del IE Boletín 80-06; se completarán las modificaciones propuestas en el documento del titular «Tran-sitorios previstos sin parada de emergencia» y se modificará la lógica de cierre de la válvula de inyección del sistema de aspersión por alta presión por nivel B en el vasija, a «1/2 dos veces».

B.4.3 Se dispondrá de un sistema contra incendios del filtro de carbón activo en el sistema de ventilación de emergencia de sala de control con actuación manual bajo llave por alarma de muy alta temperatura (154°C).

B.4.4 Se completará la instrumentación del sistema de Ventilación de Emergencia de la Sala de Control con lo siguiente:

B.4.4.1 Un indicador y registro en sala de control del caudal de cada unidad del sistema.

B.4.4.2 Una indicación registrada en sala de control de la pérdida de carga en cada filtro HEPA del sistema.

B.4.4.3 Un indicador en sala de control de la pérdida de carga o de la temperatura en el carbón activo, de cada unidad de filtración.

B.4.4.4 Una alarma en sala de control por alta pérdida de carga en el segundo filtro HEPA aguas abajo de la celda de carbón activo, por cada unidad del sistema.

B.4.5 Se modificará el diseño del panel de parada remota para cumplir con el criterio de fallo único, adoptando una solución al menos como la de la C. N. Perry. Una vez esté definida la solución adoptada se enviará al Consejo de Seguridad Nuclear la propuesta de cambio con una anticipación de, al menos, seis meses sobre la fecha de implementación.

B.4.6 Se modificará la instrumentación de vigilancia post-accidental de forma que:

B.4.6.1 Se aumente el rango de medida de nivel de la piscina de supresión hasta la succión de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.

B.4.6.2 Se aumente el rango de medida de los monitores de hidrógeno hasta el 80 por 100.

B.4.6.3 Se cualifiquen los transmisores de nivel de la vasija del reactor «intervalo zona de combustible» como categoría 1.

B.4.6.4 Se sitúen los indicadores y registradores de las variables especificadas a continuación, en los paneles principales de la sala de control:

Indicador E21-N081D (Nivel) de la vasija del reactor).
Radiación de área de la contención.
Registradores de concentración de hidrógeno.

Indicadores de presión del sistema de control de fugas de las válvulas de aislamiento de vapor principal.

Registradores de la tasa de exposición a la radiación, D21-R600/601/602.

B.4.7 El programa de medidas meteorológicas se habrá adaptado a las exigencias de la Guía Reguladora de la USNRC número 1.23 Rev. 1 de 1980 y del apéndice 2 al NUREG-0654 Rev. 1.

B.4.8 Se dispondrá de medida y registro del nivel de radiación y caudal de descarga del sistema de agua de servicios, mediante la instalación de un caudalímetro y un registro conectado al monitor de radiación (o bien un totalizador). Si la actividad anualmente descargada a través de este sistema fuera igual o mayor que un 10 por 100 de la descargada a través del sistema de tratamiento de desechos, deberá modificarse el procedimiento P. PR/2.4.4 «Cálculo de dosis».

B.5 A partir de la fecha de concesión de este permiso.

B.5.1 Con una periodicidad trimestral se enviarán al Consejo de Seguridad Nuclear los datos tomados del nivel piezométrico en el emplazamiento, incluyendo la posición de las isopiezas hasta alcanzar el río Júcar.

B.5.2 Se ampliará el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental establecido por el titular, para incluir toma de muestras de leche de cabra en puntos adicionales de la zona comprendida entre 0 y 5 kilómetros de la central, donde exista producción.

B.5.3 Se limitarán provisionalmente las descargas de isótopos de Iodo a $1,3 \times 10^{-1}$ Ci de I-131 y 1,5 Ci de I-133 anuales. Estos límites serán revisados una vez se conozcan las condiciones reales de dispersión atmosférica, mediante la presentación de los estudios requeridos en las condiciones B.3.1.5 y B.3.1.7 anteriores.

B.5.4 Siempre que se registren sucesos significativos en la estación microsísmica instalada en el emplazamiento, se enviará dicha información al Consejo de Seguridad Nuclear.

MINISTERIO DE AGRICULTURA, PESCA Y ALIMENTACION

18221

ORDEN de 30 de abril de 1984 por la que se aprueba el plan de obras complementarias de la zona regable por el Canal del Bajo Guadalquivir, segunda fase (Sevilla).

Ilmos. Sras.: Por Decreto de 25 de febrero de 1955 se declaró de interés nacional la colonización de la zona regable por el Canal del Bajo Guadalquivir, situada en la provincia de Sevilla.

Las obras de transformación fueron desarrolladas conforme a las directrices señaladas en los planes coordinados que fueron aprobados por Ordenes de la Presidencia del Gobierno de 27 de enero de 1964, modificada por la Orden ministerial de 17 de junio de 1964, y de 15 de febrero de 1973, correspondientes a la primera y segunda fases, respectivamente.

Todas las obras correspondientes a estos planes se encuentran terminadas o en ejecución avanzada, habiéndose declarado la puesta en riego de diversos sectores de la zona en la que se establecía la posibilidad y obligación de que las superficies afectadas iniciasen sus cultivos de regadío.

Como consecuencia de todo lo anterior, se redacta el plan de obras complementarias de la zona regable por el Canal del Bajo Guadalquivir, segunda fase (Sevilla), en el que se incluyen todas las obras que sin relacionarse directamente con la transformación, contribuyen al satisfactorio desarrollo económico y social de la zona, mejorando la comercialización y transformación de sus productos mediante estas obras complementarias consistentes en la instalación de una planta desmotadora de algodón. Examinado el referido plan, este Ministerio considera que las obras en él incluidas han sido debidamente clasificadas en el artículo 65 de la Ley de Reforma y Desarrollo Agrario y que dichas obras contribuyen al desarrollo económico y social de la zona, redundando en beneficio de un amplio grupo de agricultores de la misma.

En su virtud, considerando estas actuaciones de interés general de la Nación, habiendo emitido informe la Junta de Andalucía, de conformidad con el Real Decreto 3490/1981, de 29 de diciembre,

Este Ministerio se ha servido disponer:

Primero.—Se aprueba el plan de obras complementarias de la zona regable por el Canal del Bajo Guadalquivir, segunda fase (Sevilla), redactado por el Instituto Nacional de Reforma y Desarrollo Agrario, habiendo sido declarada de interés nacional la colonización de dicha zona por Decreto de 25 de febrero de 1955.

Segundo.—Las obras serán clasificadas como complementarias, de acuerdo con el artículo 65 de la Ley de Reforma y Desarrollo Agrario, correspondiéndoles, de conformidad con el