

de primer empleo, mediante un contrato de la misma naturaleza que el extinguido, según lo dispuesto en el Real Decreto Ley 14/81 de 20 de Agosto y Real Decreto 2.705/81 de 19 de Octubre que lo desarrolla.

Si la jubilación se solicitara por el empleado en el mes que cumpla los 64 años, la Empresa abonará, además, por una sola vez, media mensualidad por cada cinco años de servicio, con un máximo de cinco mensualidades, cuyo máximo se alcanzará a los treinta años de servicio en la Empresa en que se jubile el empleado.

Las Empresas quedan facultadas para retirar dicha compensación en los mismos casos establecidos para el Régimen General de la Seguridad Social.

SEPTIMA.— Excepcionalmente, y durante el año 1.982, los empleados que se acojan al sistema de jubilación anticipada en los términos establecidos en la Disposición Transitoria anterior, percibirán, por una sola vez, una cantidad adicional consistente en media mensualidad por cada cinco años de servicio, con un máximo de cinco mensualidades, cuyo máximo se alcanzará a los treinta años de servicio en la Empresa en que se jubile el empleado.

Esta Disposición Transitoria tendrá vigencia, exclusivamente, hasta el 31 de Diciembre de 1.982.

OCTAVA.— REVISIÓN SALARIAL

En el caso de que el Índice de Precios al Consumo (IPC), establecido en el I.N.E., registrase al 30 de Junio de 1.982 un incremento respecto al 31 de Diciembre de 1.981 superior al 6'09 por 100, se efectuará una revisión salarial, tan pronto se constate oficialmente dicha circunstancia, en el exceso sobre la indicada cifra, computándose el doble de tal exceso, a fin de prever el comportamiento del IPC en el conjunto de los doce meses (Enero-Diciembre de 1.982); teniendo como tope el mismo IPC menos dos puntos. Tal incremento se abonará con efectos de 1º de Enero de 1.982 y, para llevarlo a cabo, se tomará como referencia la tabla utilizada para realizar los aumentos pactados para 1.982.

De darse la mencionada revisión, para proceder a su aplicación deberá seguirse el criterio interpretativo que queda transcrito en el Anexo nº 1 del Convenio Interprovincial.

DISPOSICIONES ADICIONALES

PRIMERA.— En lo no previsto por el articulado del presente Convenio, será de aplicación la Ordenanza Laboral para las Empresas de Seguros y Capitalización del 14 de Mayo de 1.970, Estatuto de los Trabajadores y demás legislación de carácter general.

SEGUNDA.— Los trabajadores afectados por este Convenio se comprometen a colaborar con las Direcciones de las Empresas, a fin de lograr un nivel óptimo de productividad.

TERCERA.— **COMISIÓN PARITARIA.**— Se crea una Comisión Paritaria para la vigilancia e interpretación del Convenio. Se compone de cuatro Vocales Titulares y cuatro Suplentes, designados de entre los miembros de la Comisión Negociadora. Quedará constituida de la siguiente forma:

a) Por la Empresa:

Titulares: D. Alberto Mercurio
D. Jorge Margüenda

Suplentes: D. Enrique Verdaguier
D. Eduardo Suarez

b) Por los Trabajadores:

Titulares: D. Ramón Espinosa
D. Pablo Nieto

Suplentes: Srt^{ta}. Marcelà Serra
D. Agustín Pérez

Las decisiones se emitirán dentro del mes siguiente a aquel en que se reciba escrito, de cualquier interesado, sometiendo una cuestión a la misma.

Los acuerdos de este Órgano requerirán, para su validez, la presencia de la Comisión completa y se tomarán por unanimidad.

CUARTA.— **VINCULACIÓN A LA TOTALIDAD.**— En el supuesto de prosperar una eventual impugnación del presente Convenio, éste quedará sin vigor en su totalidad y las partes deberán negociar nuevo Convenio en un plazo de 30 días a contar desde el momento en que la resolución que acepte la impugnación sea firme.

QUINTA.— **DEFINICIÓN DE LA CATEGORÍA DE ASPIRANTE.**— Es aspirante el empleado menor de dieciocho años que en proceso de formación realice como iniciación a su ulterior cometido profesional tareas elementales del

grupo subalterno o administrativo, tales como apertura del correo, franqueo, estampillado de documentos, clasificación de impresos o material, recados propios de la Empresa, reparto personal de comunicaciones, archivo de documentos, clasificación y colocación de fichas, registros simples o cualesquiera otros que tengan tal carácter elemental y de iniciación.

SEXTA.— **PERSONAL DE INFORMATICA.**— En lo que respecta al personal de Informática sujeto al presente Convenio, se estará a lo establecido en el Anexo nº. 3 del Convenio Interprovincial de Seguros.

SEPTIMA.— Los empleados que en la actualidad figuran, o hayan figurado, en la nómina mixta CPS-AG, pasarán a figurar en la nómina, y a todos los efectos, de ASSICURAZIONI GENERALI o de CAJA DE PREVISION Y SOCORRO, de acuerdo con su dependencia funcional.

Las Direcciones de las Compañías, entregarán a cada uno de los empleados que pasen a la nómina de cada una de las Compañías una carta de garantía, en los siguientes términos:

"Muy Señor/a nuestro/a:

Con motivo de la reestructuración del Grupo Generali, nos es grato comunicarle que a partir del próximo, pasará Vd. a depender laboralmente de

Quedan absolutamente garantizados la totalidad de sus derechos laborales adquiridos hasta el momento en C.P.S.-A.G., como por ejemplo, su categoría profesional, retribución, antigüedad, derechos de jubilación, etc..

Asimismo, y por un periodo de seis años, en el supuesto de que cesase por cualquier causa en sus actividades o se tramitase expediente de regulación de plantilla, tendrá la opción de reincorporarse de forma inmediata en la plantilla de su misma localidad, garantizándosele por ésta los derechos mencionados en el párrafo anterior.

Es voluntad de la Dirección del Grupo Generali, que asumen las de las Empresas que lo integran, que las Empresas del mismo sigan rigiéndose por un único Convenio Colectivo de Grupo.

Con la certeza de una eficaz colaboración en esta nueva etapa, le saludamos atentamente,

CAJA DE PREVISION Y SOCORRO
ASSICURAZIONI GENERALI

Mº DE INDUSTRIA Y ENERGIA

20049 *ORDEN de 22 de julio de 1982 por la que se otorga a la Entidad «Fuerzas Eléctricas de Cataluña, Sociedad Anónima» (Fecsa), el permiso de explotación provisional para la unidad I de la Central Nuclear de Ascó (Tarragona).*

Ilmos. Sres.: Visto el expediente incoado en la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Tarragona, a instancia de la Entidad «Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S. A.» (FECSA), por el que se solicita el permiso de explotación provisional para la Central Nuclear de Ascó, emplazada en la provincia de Tarragona.

Teniendo en cuenta que la Central Nuclear de Ascó dispone de autorización previa otorgada mediante resolución de fecha 21 de abril de 1972, y que mediante Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 16 de mayo de 1974 fue otorgada a la citada Empresa «Fecsa» la autorización de construcción de la Unidad I de la Central Nuclear de Ascó; concediéndose, asimismo, la declaración de utilidad pública en concreto a la Central Nuclear de Ascó a instalar en el término municipal de Ascó (provincia de Tarragona), por Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 30 de abril de 1976.

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 26 de diciembre de 1979.

Vista la Ley de 29 de abril de 1984, sobre Energía Nuclear, el Decreto 2869/1972, de 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, y la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

Cumplidos los trámites ordenados por las disposiciones vigentes, no habiendo formulado objeciones la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Tarragona, y de acuerdo con el Consejo de Seguridad Nuclear,

Este Ministerio, a propuesta de la Dirección General de la Energía, ha tenido a bien disponer:

Uno. Se otorga a la Entidad «Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S. A.» (Fecsa), el permiso de explotación provisional para la Unidad I de la Central Nuclear de Ascó.

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 Ascó, Unidad I, a la Empresa «Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S. A.» (Fecsa).

Dos. Este permiso que se otorga será válido siempre y cuando se cumplan y verifiquen los siguientes límites y condiciones:

A) Límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica:

1.º El presente permiso de explotación provisional se aplica a la Central Nuclear de Ascó, Unidad I, cuya autorización de construcción fue concedida por Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 16 de mayo de 1974 («Boletín Oficial del Estado» de 26 de julio). La Central está dotada con un reactor nuclear de agua a presión de tres circuitos de refrigeración con una potencia nominal del núcleo de 2.686 megavatios térmicos, de proyecto y suministro «Westinghouse Electric Co.», de los Estados Unidos de América. El edificio del reactor se encuentra emplazado en el término municipal de Ascó (Tarragona), en la orilla derecha del río Ebro. 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 9, de 30 de enero de 1982.

2.º El Permiso de Explotación Provisional faculta al titular para:

2.1. Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido, de acuerdo con las limitaciones contenidas en la autorización de almacenamiento temporal de sustancias nucleares concedida por Resolución de la Dirección General de la Energía, de fecha 26 de diciembre de 1979, y las modificaciones de la misma establecidas en la Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 10 de junio de 1980, sin perjuicio para otras autorizaciones que en este sentido pudieran concederse durante el período de vigencia de este permiso de explotación provisional.

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

a) La aproximación inicial a la criticidad, la llegada a las condiciones críticas y el funcionamiento a potencia nula.

b) El funcionamiento a potencia superior a la nula, tras estimación favorable por el Consejo de Seguridad Nuclear del resultado de las pruebas del apartado 2.2 a), y el funcionamiento de la instalación en régimen de explotación experimental, hasta un nivel de potencia máxima del reactor no superior a 135 megavatios térmicos.

c) El funcionamiento a potencias superiores a 135 megavatios térmicos, tras estimación favorable por el Consejo de Seguridad Nuclear del resultado de las pruebas del apartado 2.2 b), sin superarse en ningún momento la potencia especificada en el apartado 2.3 siguiente.

2.3. Explotar la instalación de forma experimental a los fines previstos en el artículo 24 del Decreto 2869/1972, de 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, a la potencia térmica que en su momento determine el Consejo de Seguridad Nuclear a la vista de la experiencia adquirida sobre las vibraciones aparecidas en tubos de otros generadores de vapor del mismo tipo.

2.4. 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 28 de febrero de 1978 y con la documentación presentada por el titular a la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía de Tarragona (Registro de entrada número 4.720, de 10 de abril de 1981), relativa a la solicitud de ampliación de dicha instalación y nueva ubicación del almacén de fuentes radiactivas.

3.º Este permiso de explotación provisional tendrá un plazo de validez de dieciocho meses a partir de la fecha de su concesión dentro de cuyo 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.

4.º La finalización del programa de verificación prenuclear, autorizado por Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 11 de diciembre de 1979, se ajustará al contenido de la revisión número 2 del documento «Solicitud de pruebas prenucleares a efectuar después de la carga de combustible», remitido por el titular con fecha 11 de junio de 1982 (Registro de entrada en el Consejo de Seguridad Nuclear número 949).

5.º El programa de pruebas nucleares será el propuesto por el titular en el documento «Central Nuclear Ascó. Guía de arranque Ascó I, Rev. 1, mayo 1982», 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 aceptación del Consejo de Seguridad Nuclear.

6.º El titular tendrá en cuenta los criterios aplicables que se adopten en el país de origen del proyecto como consecuen-

cia del accidente de la Central Nuclear Isla de las Tres Millas, en particular aplicará los criterios y adoptará las acciones que se especifican en el apéndice B dentro de los plazos indicados.

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

8.º Se define como zona bajo control del explotador la comprendida dentro de un radio de 750 metros con centro en el edificio de contención, a los efectos previstos para la zona de exclusión en la condición 12 de la autorización de construcción, concedida por Resolución de la Dirección General de la Energía de 16 de mayo de 1974. En el exterior de la citada zona se establecerán las zonas definidas en el Plan provincial de emergencia nuclear aprobado.

9.º La explotación provisional de la instalación se ajustará en todo momento al contenido de las especificaciones de funcionamiento propuestas (hasta la revisión 3, inclusive, de fecha 31 de marzo de 1982), con las siguientes modificaciones adicionales:

9.1. La Central no podrá funcionar deliberadamente en el modo «operación a potencia» con uno o más circuitos del sistema primario de refrigeración del reactor fuera de servicio, ni se podrán cambiar los puntos de tarado para llevar la Central a la mencionada situación.

9.2. El requisito de vigilancia de las pruebas de presurización de la sala de control incluirá la prescripción de que, como máximo, el 50 por 100 del caudal especificado de 1.700 metros cúbicos por hora procedera del exterior.

9.3. Se incluirá un apartado en las correspondientes al sistema de ventilación del edificio de combustible, en el que se especifique que siempre que se esté manejando el combustible irradiado en dicho edificio, se aislará el sistema de ventilación del mismo del sistema de ventilación del edificio auxiliar.

Cualquier modificación o cambio posterior de las especificaciones de funcionamiento deberá ser favorablemente apreciado por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

10. 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 de los códigos aplicables 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 considerará como fecha de comienzo, a los efectos de duración de los intervalos de inspección, la de terminación del programa de pruebas nucleares. El programa de inspección en servicio se revisará con los mismos intervalos establecidos en el país origen del proyecto; los códigos a aplicar serán los que estén en vigor seis meses antes de cada revisión.

Aquellos componentes y tuberías incluidos en el programa y que no han sido sometidos a inspección preoperacional, deberán examinarse durante la primera parada para la recarga. Los resultados de dicha inspección se considerarán como referencia para futuras inspecciones en servicio.

11. El titular dispondrá a partir de la fecha de concesión de este permiso, de un sistema definitivo de archivo y mantenimiento de los documentos de garantía de calidad de acuerdo con el contenido de la norma ANSI N45.2.9. La parte del archivo correspondiente a los documentos del proyecto especificados en la lista A.1 del apéndice A de la citada norma estará organizada y disponible dentro del período de un año a partir de la concesión del permiso de explotación provisional. 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, justificadas y notificadas al Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos, el titular establecerá con los organismos implicados compromisos formales que permitan la accesibilidad a dichos documentos.

12. Antes de la primera criticidad el titular deberá efectuar un simulacro de emergencia de acuerdo con las previsiones del Plan de emergencia interior aplicable dentro de la zona bajo control del explotador, que incluya, además, las actuaciones bajo su exclusiva responsabilidad previstas en el Plan provincial de emergencia nuclear. La programación del simulacro será comunicada al Consejo de Seguridad Nuclear con al menos un mes de antelación de la fecha prevista para su ejecución, que se llevará a cabo en presencia de la representación oficial del citado Organismo. Para iniciar la aproximación a la criticidad será necesaria la apreciación favorable por el Consejo de Seguridad Nuclear del simulacro realizado.

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 Guía GSN-02/76 «Calificaciones 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 las 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», así como la norma ANSI/ANS-3.1-1981, «American National Standard for Selection, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants».

14. Durante el período de vigencia de este permiso se seguirá aplicando el concepto de «central de referencia». 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 las centrales identificadas en la condición 9.ª de la autorización de construcción.

15. Tres meses antes de la fecha prevista para la primera recarga del núcleo el titular remitirá 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 en servicio.

16. Al solicitar el permiso de explotación definitivo, el titular deberá presentar, además de la documentación referida en el artículo 31 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, desarrollado en la Guía número 8, «Documentación para la solicitud del Permiso de Explotación Definitiva», publicada por la Junta de Energía Nuclear, una declaración documentada de haber cumplido los límites y condiciones de este permiso.

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

18. Los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica contenidos en la presente Orden podrán ser modificados o ampliados por el Ministerio de Industria y Energía, por iniciativa propia y previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear o a propuesta del Consejo de Seguridad Nuclear de acuerdo con las responsabilidades y misiones asignadas a este Organismo por la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del mismo. 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 de discrepancias fundamentales con los criterios en que se ha basado este permiso y; 3) la existencia de factores desfavorables desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica intrínsecos de la instalación, no conocidos en el momento presente.

— Como anexo a la presente Orden ministerial, se incluyen los apéndices citados anteriormente y que son los siguientes:

Apéndice A: Modificaciones y requisitos del programa de pruebas nucleares.

Apéndice B: Aplicación de criterios y acciones derivadas del accidente en la Central Nuclear «Isla de las Tres Millas».

Apéndice C: Acciones sometidas a plazo.

B) Otras especificaciones:

1.º En lo referente a la cobertura del riesgo nuclear, el titular se atendrá a lo dispuesto en la Ley de 29 de abril de 1984, sobre energía nuclear; al Reglamento sobre Cobertura de Riesgo Nuclear, de 22 de julio de 1967, y al Decreto número 2864/1968, de 7 de noviembre, y demás disposiciones al respecto.

2.º La presente Orden se entiende sin perjuicio de las concesiones y autorizaciones complementarias cuyo otorgamiento corresponda a otros Ministerios u Organismos de la Administración.

Lo que comunico a VV. II. para su conocimiento y efectos. Dios guarde a VV. II.
Madrid, 22 de julio de 1982.

BAYON MARINE

Ilmos. Sres. Comisario de la Energía y Recursos Minerales, y Director general de la Energía.

APENDICE A

Modificaciones y requisitos del programa de pruebas nucleares

INDICE

- A.1. Pruebas, verificaciones, requisitos y objetivos adicionales.
- A.2. Análisis de seguridad.
- A.3. Modificaciones de la secuencia.
- A.4. Procedimientos de pruebas.
- A.5. Criterios de aceptación.
- A.6. Remisión de actas de las reuniones del Comité de Seguridad Nuclear de la Central.
- A.7. Organización del titular para la realización del programa de pruebas nucleares.
- A.8. Garantía de calidad.
- A.9. Pruebas de representación oficial.

A.1. Pruebas, verificaciones, requisitos y objetivos adicionales.—El programa de pruebas nucleares presentado por el titular, deberá ser modificado para incluir las pruebas, verificaciones, requisitos y objetivos siguientes:

A.1.1. Pruebas y verificaciones adicionales en las que no se requiere presentar análisis de seguridad:

- a) Verificación del detector de fallos del combustible.
- b) Verificación operacional de las funciones de bloqueo de la extracción de barras de control.
- c) Verificación de los sistemas de purificación y limpieza del sistema del refrigerante del reactor.
- d) Pruebas del sistema de protección contra golpes de ariete en los generadores de vapor, incluyendo la comprobación de la respuesta del sistema a diferentes transitorios de la central y medida de las fluctuaciones de presión a la entrada de los generadores de vapor, en las líneas de agua de alimentación.
- e) Comprobación funcional del sistema de agua de alimentación durante la subida de potencia.
- f) Comprobación de que los detectores de radiación de proceso operan correctamente, contrastando sus resultados con análisis de laboratorio a diferentes niveles de potencia.

A.1.2. Pruebas nucleares adicionales que requieren la presentación de un análisis de seguridad al Consejo de Seguridad Nuclear, al menos veinte días antes de su ejecución:

a) Con las bombas del refrigerante primario suministrando calor al circuito secundario, eliminar las fuentes de energía eléctrica alterna internas a la central y operar ésta utilizando el control manual y la turbobomba de agua de alimentación auxiliar.

b) Establecer condiciones estables a temperatura de potencia nula y presión de 157,2 kilogramos por centímetro cuadrado (2235 psia) con una bomba de refrigerante del reactor en operación, que no esté en lazos que contengan la línea de conexión del presionador ni las líneas de rociado del mismo. Reducir la presión desconectando los calentadores del presionador observando la tasa de despresurización. Restablecer los calentadores y reducir la presión utilizando el rociador auxiliar, observando la tasa de despresurización y el efecto en el margen de la temperatura de saturación. A presión reducida observar los efectos de los cambios del caudal de carga y del caudal de vapor sobre el margen de la temperatura de saturación.

c) En cumplimiento del punto 4.t del apéndice A de la Guía reguladora 1.68 «Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants», Rev. 2, agosto 1978 del Organismo regulador del país origen del proyecto, poner la central en modo de circulación natural observando: distribución de caudales, distribución de potencia, capacidad para mantener el modo de enfriamiento y tiempo que tarda la central en estabilizarse.

d) Demostrar la capacidad de enfriamiento hasta la parada en frío desde el exterior de la sala de control. Esta demostración se realizará siguiendo los criterios enunciados en la Guía reguladora 1.68.2 «Initial Startup Test Program to Demonstrate Remote Shutdown Capability for Water-Cooled Nuclear Power Plants», del Organismo regulador del país de origen del proyecto.

e) Apertura del interruptor principal del generador eléctrico.

El análisis mencionado demostrará que la prueba no supone un riesgo superior al tolerable y contemplará cada anomalía verosímil.

A.1.3. Requisitos adicionales.—Deberá demostrarse el cumplimiento de los requisitos exigidos en los párrafos 2.d, 2.e, 4.h, 4.j, 4.l, 5.o, 5.w, 5.x, 5.a.a, 5.f.f y 5.o.o del apéndice A de la Guía reguladora 1.68, Rev. 2, mediante la realización de los procedimientos adecuados.

A.1.4. Objetivos adicionales que deberán ser incluidos en los procedimientos correspondientes a los pasos de secuencia que se citan:

a) Verificar la operabilidad de los sistemas de conversión de potencia y de salvaguardias que utilizan vapor. Paso de secuencia 55: «Calentar el sistema secundario».

b) Demostrar la capacidad de las válvulas de alivio de los generadores de vapor a la atmósfera y la descarga de vapor al condensador. Pasos de secuencia 117, subpaso 1: «Disparo de la central desde el 100 por 100 de potencia»; paso 102, subpaso 1: «Reducción de carga desde el 75 al 25 por 100 de potencia»; y paso 118, subpaso 1: «Reducción de carga del 100 al 50 por 100».

c) Efectuar las medidas y evaluaciones necesarias, con la central en condiciones de estado estacionario, para establecer que los niveles de vibración de los componentes del sistema de refrigerante del reactor están de acuerdo con su proyecto. Pasos de secuencia 23, 35, 71, 83 y 115: «Pruebas de vibraciones y vigilancia de partes sueltas».

d) Demostrar con detalle suficiente el ajuste a sus valores iniciales de los puntos de tarado, constantes de tiempo, ganancias y demás coeficientes ajustables de los sistemas siguientes:

1. Sistema de protección, tanto en su parte analógica como en la lógica, incluyendo la operabilidad de los interruptores de disparo.

2. Sistema de control, incluyendo el control de las válvulas de alivio de los generadores de vapor y del presionador y el control electrohidráulico de la turbina.

Esta demostración deberá incluir la verificación del correcto funcionamiento de estos sistemas en condiciones estáticas y dinámicas, mediante el estudio de su respuesta a señales reales o simuladas cuando sea necesario. Paso de secuencia 41: «Verificación de los puntos de tarado iniciales de los sistemas del reactor».

e) Medida del tiempo de caída de una barra de control en disparos programados. Pasos de secuencia 87: «Caída de barras y disparo de la planta»; y 117; subpaso 1: Disparo de la central al 100 por 100 de potencia.

A.1.5. Pruebas de entrenamiento de operadores en simulador.—Se deberá elaborar un programa de entrenamiento para los operadores en un simulador, para efectuar la operación de boración y enfriar la central bajo condiciones de circulación natural. Este programa deberá ser ejecutado durante la realización del primer programa previsto de reentrenamiento de operadores.

A.2. *Análisis de seguridad.*—Veinte días antes de la fecha prevista para la ejecución de las pruebas que se citan a continuación, se remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear un análisis de seguridad, similar en alcances y objetivos al requerido para las pruebas del apartado A.1.2. anterior:

a) Pérdida de energía eléctrica exterior coincidente con un disparo de la central desde un nivel de potencia comprendido entre el 10 y el 20 por 100 de la potencia nominal, llegando hasta condiciones estables de circulación natural usando baterías y generadores diesel de emergencia (Paso 117, subpaso 3 de la secuencia).

b) Medida de la concentración crítica de boro en la configuración N-1 barras (paso 49, subpaso 32 de la secuencia).

A.3. *Modificaciones de la secuencia.*—La secuencia de ejecución del programa de pruebas nucleares será modificada de la forma siguiente:

A.3.1. Se establecerán los siguientes puntos de espera:

a) Punto de espera 1: Evaluación de las pruebas prenucleares. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 1, «Puesta en servicio de la instrumentación nuclear».

b) Punto de espera 2: Evaluación de la carga inicial del núcleo. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 8, «Insertar en los canales ciegos del núcleo los detectores de la instrumentación intranuclear».

c) Punto de espera 3: Evaluación de pruebas nucleares y prenucleares en el modo de operación «parada en frío». Tendrá lugar antes de iniciar el paso 26, «Calibrar los detectores de temperatura».

d) Punto de espera 4: Evaluación de pruebas nucleares y prenucleares en los modos de operación «espera caliente» y «parada caliente». Tendrá lugar antes de iniciar el paso 48, «Acercamiento a criticidad inicial».

e) Punto de espera 5: Evaluación de pruebas nucleares y prenucleares en el modo de operación «puesta en marcha». Tendrá lugar antes de iniciar el paso 55, «Calentar el sistema secundario».

f) Punto de espera 6: Evaluación de pruebas nucleares hasta el 30 por 100 de la potencia nominal. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 75, «Subir potencia al 50 por 100».

g) Punto de espera 7: Evaluación de pruebas nucleares al 50 por 100 de la potencia nominal. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 90, «Práctica de operador: volver a crítico».

h) Punto de espera 8: Evaluación de pruebas nucleares al 75 por 100 de la potencia nominal. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 103, «Subir potencia al 90 por 100».

i) Punto de espera 9: Evaluación de pruebas nucleares al 90 por 100 de la potencia nominal. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 107, «Subir potencia al 100 por 100».

j) Punto de espera 10: Evaluación de pruebas nucleares al 100 por 100 de la potencia nominal. Tendrá lugar antes de iniciar el paso 120, «Volver a la operación a potencia».

En cada uno de estos puntos de espera se requerirá la reunión del Comité de Seguridad Nuclear de la central, de acuerdo con los procedimientos y a los fines previstos en el documento «Central Nuclear de Ascó, Guía de arranque, Ascó I, Rev. 1 mayo 1982».

Dicho Comité evaluará los resultados de las pruebas efectuadas hasta ese momento, y concluirá si hay razones de seguridad nuclear que impidan la continuación del programa.

A.3.2. Las pruebas adicionales a que se refiere la condición A.1 y las que se citan en esta condición, serán incluidas en la secuencia en la forma siguiente:

a) La prueba A.1.1 a) será realizada en los niveles del 30 y 100 por 100 de potencia.

b) La prueba A.1.1 b) será realizada para cada función en el primer momento de la escalada de potencia en que resulte factible su ejecución. El momento más adecuado se determinará durante el programa de pruebas, de conformidad con el Consejo de Seguridad Nuclear.

c) La prueba A.1.1 c) será realizada antes de alcanzar el nivel del 30 por 100 de potencia.

d) Las pruebas A.1.1 d) serán realizadas con las mismas condiciones del apartado A.3.2 b) anterior.

e) La prueba A.1.1 e) deberá realizarse adicionalmente en los niveles de potencia del 50, 75 y 100 por 100.

f) La prueba A.1.1 f) se realizará en los niveles de potencia de carga nula y del 30, 50, 75 y 100 por 100.

g) Las pruebas A.1.2 a) y A.1.2 b) se realizarán antes de alcanzar la primera criticidad.

h) La prueba A.1.2 c) se realizará durante el paso 52, subpaso 2 de la secuencia: «Pruebas de Circulación natural».

i) La prueba A.1.2 d) se realizará a continuación del paso

87, subpaso 2 «Demostración de la capacidad de enfriamiento de la central desde fuera de la sala de control».

j) La prueba A.1.2 e) será realizada al 100 por 100 de la potencia nominal después de la aceptación del sistema nuclear de suministro de vapor y antes del paso 118: «Verificación final de los puntos de tarado de los sistemas de la central».

k) La verificación a la que se refieren los puntos 2e, 4h y 5.a.a citados en la condición A.1.3 deberá realizarse a niveles de potencia de carga nula y del 30, 50, 75 y 100 por 100.

l) La verificación a la que se refiere el punto 4.1 citado en la condición A.1.3 se realizará en el nivel del 30 por 100 de potencia.

m) Las pruebas a las que se refiere el punto 5.o.o citado en la condición A.1.3 se realizarán en condiciones de carga nula y a potencias del 30, 50 y 100 por 100.

n) La demostración a la que se refiere el punto 4.j citado en la condición A.1.3 se realizará antes de la primera criticidad.

o) El cumplimiento de los requisitos a que se refiere el punto 5.x citado en la condición A.1.3 deberá realizarse en los niveles del 50 y del 100 por 100 de potencia.

p) La demostración a la que se refiere el punto 5.f.f citado en la condición A.1.3 se hará en los niveles del 50 y del 100 por 100 de potencia.

q) La verificación a la que se refieren los puntos 2.d y 5.o citados en la condición A.1.3 se realizarán en los niveles del 50 y del 100 por 100 de potencia.

r) La prueba a la que se refiere el punto 5.w citado en la condición A.1.3 se realizará en el nivel del 100 por 100 de potencia.

s) En caso de que se produzca una interrupción del programa de pruebas con una duración superior a un mes, y la central siga operando de forma continuada, se realizará la prueba del paso 117, subpaso 3: «Pérdida de alimentación», dentro del primer mes de interrupción del programa.

A.4. *Procedimientos de pruebas.*—Los procedimientos de las pruebas nucleares deberán ser aprobados por el Comité de Seguridad Nuclear de la central y el Jefe de la central y revisados por las organizaciones del proyecto involucradas, incluido el suministrador principal. La versión ya aprobada de estos procedimientos, será remitida al Consejo de Seguridad Nuclear al menos veinte días antes de su ejecución. Cualquier modificación posterior, salvo las relativas a criterios de aceptación, deberá seguir el mismo procedimiento de aprobación y revisión. En el caso de que estas modificaciones afecten a las pruebas que se relacionan en el apartado A.9 serán, además, puestas inmediatamente en conocimiento del Consejo de Seguridad Nuclear, justificando las razones de la modificación y su incidencia sobre la seguridad nuclear. Los procedimientos reflejarán las conclusiones de los análisis de seguridad correspondientes y su contenido se atenderá a los requisitos de la Guía reguladora 1.68, Rev. 2, agosto 1978, antes citada, o equivalente.

A.5. *Criterios de aceptación.*—Los criterios de aceptación formarán parte de los procedimientos de prueba definitivos, no pudiendo ser modificados sin apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear. 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. En el caso de transgresión de los criterios de aceptación, en los aspectos que afectan al contenido de las especificaciones de funcionamiento o hipótesis incluidas en el estudio de seguridad, se reunirá el Comité de Seguridad Nuclear de la central, suspendiéndose el desarrollo de las pruebas hasta que dicho Comité emita su informe y el Jefe de central, a la vista del mismo, tome por escrito las acciones oportunas. Si se produjeran otro tipo de transgresiones de los criterios de aceptación, el Comité de Seguridad nuclear de la central deberá considerarlas en la primera reunión que celebre después de la detección de la transgresión, debiendo quedar reflejada su actuación en las actas de reunión correspondientes. Cualquiera de las situaciones anteriores será puesta en conocimiento del Consejo de Seguridad Nuclear, tan pronto como sea observada.

A.6. *Remisión de las actas de las reuniones del Comité de Seguridad nuclear de la central.*—Las actas de reunión 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.

A.7. *Organización del titular para la realización del programa de pruebas nucleares.*—Cualquier modificación de la organización del titular para la ejecución de las pruebas nucleares descrita en el documento «Central Nuclear de Ascó, Guía de arranque, Ascó I, Rev. 1, mayo 1982», deberá ser apreciada favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear. El titular incorporará al mencionado documento, antes del inicio del calentamiento del sistema de refrigerante del reactor, los siguientes aspectos:

a) Definición de la línea de autoridad y responsabilidad dependientes del Jefe de la central con las diferentes organizaciones participantes en las pruebas nucleares, distintas de la Organización de explotación de la central.

b) Definición del alcance y normas de actuación establecidas para la modificación de los procedimientos de pruebas nucleares durante el transcurso de una prueba.

Asimismo el titular incorporará al mencionado documento las modificaciones que le sean exigidas por el Consejo de Se-

guridad Nuclear a la vista del desarrollo del programa de pruebas nucleares.

A.8. *Garantía de calidad.*—La actuación de la división de garantía de calidad durante el desarrollo del programa de pruebas nucleares se ajustará al contenido de los procedimientos «Organización de garantía de calidad de explotación durante la fase de pruebas nucleares» y «Revisión de procedimientos de pruebas nucleares», así como a las normas de actuación descritas en el Manual de garantía de calidad en explotación y en el Manual de procedimientos de garantía de calidad para aquellos aspectos que no queden contemplados en los documentos específicos citados anteriormente.

A.9. *Pruebas de representación oficial.*—Las pruebas que se relacionan a continuación deberán ser realizadas, en los pasos de la secuencia de arranque que se indican, en presencia de la representación oficial a los efectos previstos en el artículo 30 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas:

1. Carga inicial del núcleo (paso 7).
2. Calibración de los detectores de temperatura del sistema de refrigerante del reactor con los termopares del núcleo (paso 26).
3. Verificación de la efectividad del rociador y calentadores del presionador (paso 29).
4. Verificación del caudal de proyecto y medida de la potencia de las bombas del sistema de refrigerante del reactor (paso 31).
5. Medida del tiempo de caída de las barras de control en el modo de funcionamiento de espera caliente (paso 38, subpasos 1 y 2).
6. Medida del tiempo de caída de caudal de cada lazo del sistema de refrigerante del reactor (paso 44).
7. Criticidad inicial (paso 46, subpasos 1 y 2).
8. Medida de la concentración crítica de boro para la condición de margen mínimo de parada (paso 49, subpaso 32).
9. Pruebas de circulación natural (paso 52, subpaso 2).
10. Medida de la potencia térmica de salida y calibración del rango de potencia del sistema de instrumentación nuclear (paso 63).
11. Medida del valor de eyección simulada de una barra de control por encima de la posición del banco (paso 72 subpaso 3).
12. Medida del coeficiente de potencia al 30 por 100 de la potencia nominal (paso 73).
13. Pruebas de variación de carga en un 10 por 100 (paso 74).
14. Medida de la potencia térmica de salida y calibración del rango de potencia del sistema de instrumentación nuclear (paso 77, subpaso 1).
15. Medida del valor diferencial e integral de la barra de control G-13 durante la inserción (paso 84, subpaso 3).
16. Medida del coeficiente de potencia al 50 por 100 de la potencia nominal (paso 85).
17. Caída de barras y disparo de la central (paso 87, subpaso 1).
18. Demostración de la capacidad de enfriamiento de la central desde fuera de la sala de control (paso 87, subpaso 2).
19. Calibración de los detectores de la instrumentación interior y exterior al núcleo (paso 96).
20. Calibración de la función F (Δ I) de los puntos de tarado de los disparos por sobrepotencia y sobretemperatura (paso 98).
21. Variación de carga en un 10 por 100 desde el 75 por 100 de la potencia nominal (paso 101).
22. Variación de carga en un 50 por 100 desde el 75 por 100 de la potencia nominal (paso 102).
23. Medida del título de vapor de los generadores de vapor al 100 por 100 de la potencia nominal (paso 110, subpaso 3).
24. Calibración del sistema de instrumentación nuclear y de la instrumentación de la temperatura (paso 110, subpaso 4).
25. Medida del coeficiente de potencia al 100 por 100 de la potencia nominal (paso 111).
26. Variación de carga en un 10 por 100 desde el 100 por 100 de la potencia nominal (paso 112).
27. Variación de carga en un 50 por 100 desde el 100 por 100 de la potencia nominal (paso 113).
28. Disparo de la central desde el 100 por 100 de la potencia nominal (paso 117).
29. Pérdida de alimentación eléctrica exterior (paso 117, subpaso 3).
30. Verificación de los puntos de tarado de los sistemas de la central (paso 118).

APENDICE B

Aplicación de criterios y acciones derivadas del accidente en la central nuclear Isla de las Tres Millas

INDICE

- B.1. Antes de alcanzar la primera criticidad.
- B.2. Antes de superar el 5 por 100 de la potencia térmica nominal del núcleo.
- B.3. En el plazo máximo de seis meses.
- B.4. En el plazo máximo de un año.
- B.5. En el plazo máximo de dieciocho meses.

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

B.1. Antes de alcanzar la primera criticidad.

B.1.1. La organización para la explotación de la Central, según se describe en el estudio de seguridad y en el reglamento de funcionamiento será modificada para incluir los criterios que se detallan a continuación:

a) Se establecerá una distribución bien definida de las diferentes actividades a realizar en el emplazamiento y en las oficinas centrales. Estas actividades cubrirán como mínimo las siguientes áreas funcionales: Dirección y explotación de la Central; ingeniería de apoyo y soporte de la explotación; mantenimiento de servicios y sistemas; garantía de calidad en la explotación; protección radiológica; formación del personal; protección física de la instalación.

b) La dirección de las actividades propias de las diferentes áreas funcionales será desempeñada en cada caso por un único responsable. En particular, la seguridad nuclear de las operaciones de la Central se asignará al máximo nivel técnico directivo de la organización del titular.

B.1.2. La composición mínima de cada turno de operación, según se describe en las especificaciones de funcionamiento se modificará para incluir los criterios que se detallan a continuación:

a) Un técnico con licencia de Supervisor estará presente en el emplazamiento desde el momento en que haya combustible cargado en el reactor y actuará como Supervisor de turno.

b) Un técnico con licencia de Supervisor actuará como Jefe de turno y estará presente en la sala de control desde el momento en que el combustible esté cargado en el reactor, pudiendo ausentarse de la misma sólo cuando la Central se encuentre en condiciones de parada fría.

c) Un técnico con licencia de Operador estará presente en la sala de control en todo momento, antes de que se inicie la carga del combustible en el reactor y atenderá al control de los sistemas nucleares.

d) Un técnico no necesitado de licencia de Operador atenderá a los sistemas no nucleares.

e) Un técnico en protección radiológica estará presente en el emplazamiento desde el momento en que el combustible esté cargado en el reactor.

f) Un grupo de apoyo, con igual composición que la descrita para cada turno de operación, estará disponible para acudir, conjunta o individualmente, a la sala de control en un tiempo no superior a treinta minutos a partir del momento en que sea requerida su presencia para actuar en ayuda del turno de operación.

B.1.3. La organización prevista para situaciones de emergencia, según se describe en el plan de emergencia interior, se ampliará haciendo uso tanto de la organización de explotación normal como de otros recursos y soportes técnicos establecidos de antemano, cuyo alcance y disponibilidad quedará bien documentada y garantizada en las previsiones del plan de emergencia interior. En particular, la organización de emergencia cubrirá como mínimo las siguientes actividades:

a) Operación del reactor y actividades de la sala de control (SC).

b) Actividades del Centro de apoyo técnico (CAT).

c) Actividades del Centro de apoyo operacional (CAO).

Los grupos asignados a estas áreas funcionales deberán estar disponibles en menos de dos horas después de ser declarada la emergencia. El titular remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear para su aprobación, la documentación técnica referente a la organización, procedimientos, recursos técnicos, comunicaciones y demás detalles sobre los centros mencionados anteriormente. Se incluirán previsiones de relevo de personal para mantener estos centros en operación continua en los casos que se precise.

B.2. *Antes de superar el 5 por 100 de la potencia térmica nominal del núcleo.*—El titular someterá a la apreciación del Consejo de Seguridad Nuclear el proyecto de la instrumentación adicional siguiente, con la cualificación requerida en el país origen del proyecto, acompañado del correspondiente calendario para su instalación:

a) Medidores redundantes, con registro gráfico incorporado en sala de control, de la presión en la contención, con margen de siete décimas de kilogramo por centímetro cuadrado hasta tres veces la presión de proyecto.

b) Medidores redundantes, con registro gráfico incorporado, de la concentración de hidrógeno en la contención, con margen de medida desde cero hasta 10 por 100 en volumen.

c) Medidores redundantes de nivel de agua en la contención, con margen de medida desde el fondo del sumidero hasta una altura equivalente a un volumen de agua de 2.200 metros cúbicos.

d) Medidores redundantes de nivel de radiación en el interior de la contención, con margen de medida desde valores en operación normal hasta 10.000.000 de rengüenos por hora.

e) Medidores redundantes, con registro gráfico incorporado, de concentración de gases nobles en los efluentes vertidos al

exterior, con márgenes de medida desde valores a operación norma hasta 100.000 microcurios por centímetro cúbico de xenón 133 equivalente.

El titular describirá los medios previstos para registrar, mantener y recuperar la información de esta instrumentación, necesarios para evaluar con precisión las condiciones en que se encuentra la instalación.

Se deberá disponer de medios y procedimientos que permitan cuantificar la concentración de isótopos radiactivos de yodo y de otras partículas radiactivas presentes en los efluentes gaseosos antes de ser descargados al exterior. Estas operaciones no supondrán una exposición a las radiaciones del personal de la Central superior a tres rem al cuerpo entero o equivalente.

B.3. En el plazo máximo de seis meses.

B.3.1. El titular someterá a la apreciación del Consejo de Seguridad Nuclear un proyecto de modificación o ampliación de la instrumentación y sistemas de vigilancia usados para controlar y seguir un accidente. El proyecto tendrá por objeto cumplir con los criterios de cualificación, redundancia, márgenes de medida y demás detalles técnicos que se contienen en la guía reguladora 1.97, Rev. 2, diciembre 1980, «Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident», publicada por el Organismo regulador del país origen del proyecto. Asimismo propondrá el calendario de incorporación de las modificaciones necesarias.

B.3.2. El titular llevará a cabo aquellas acciones y modificaciones en los componentes, sistemas y estructuras de la instalación que sean necesarias para garantizar el acceso y la permanencia en las áreas identificadas como esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente y la operabilidad de los sistemas de seguridad o auxiliares de los mismos.

Para ello se tendrán en cuenta los siguientes criterios:

a) Se considerará una liberación de material radiactivo desde el combustible del refrigerante primario compuesto por el 100 por 100 del inventario de gases nobles, del 50 por 100 de halógenos y del 1 por 100 de los restantes productos de fisión, supuesto un núcleo en equilibrio. Para los equipos y áreas afectados por el refrigerante primario, este material radiactivo se considerará íntimamente mezclado con el agua. Para los equipos y áreas afectadas por la atmósfera de la contención se supondrá que el 100 por 100 del inventario de gases nobles y el 25 por 100 de halógenos están uniformemente distribuidos en la misma.

b) El personal de la instalación no recibirá una dosis de exposición superior a cinco rem al cuerpo entero o equivalente, ni estará sometido a una tasa de dosis superior a 15 milirem por hora, promediada durante treinta días, en el caso de estancias continuadas.

B.4. En el plazo máximo de un año.

B.4.1. El titular llevará a cabo aquellas acciones y modificaciones en relación con el sistema de toma de muestras y análisis radioquímico después de un accidente, según se describe en el documento anexo a la carta de Central Nuclear de Ascó, de fecha 19 de abril de 1982, de modo que se cumplan los siguientes criterios:

a) La cantidad de material radiactivo supuestamente escapado del combustible corresponderá a los valores especificados en la condición B.3.2.a).

b) El personal de la instalación no recibirá una dosis de exposición superior a tres rem al cuerpo entero o equivalente.

c) El análisis químico de las muestras podrá realizarse mediante sistemas de medida continua o mediante análisis radioquímico en la Central.

Los análisis radioquímicos deberán proporcionar los datos siguientes antes de las tres horas de iniciado el muestreo:

- i) Radioisótopos en el refrigerante del reactor que permitan estimar la extensión del daño producido al núcleo;
- ii) Hidrógeno en la contención;
- iii) Hidrógeno y otros gases disueltos en el refrigerante del reactor.
- iv) Concentración de boro y cloruros en el refrigerante del reactor.

B.4.2. Las propuestas de los programas de formación y entrenamiento del personal que debe obtener una licencia de operador o de supervisor incluirán, entre otros, los temas de transferencia de calor, dinámica de fluidos y termodinámica aplicados a la operación de la Central en situaciones de transitorios en el reactor y en los sistemas principales. Se incluirán sesiones especialmente dedicadas a la utilización de los sistemas disponibles en la Central para evitar que se degraden las condiciones de refrigeración del núcleo o mitigar sus consecuencias, si el núcleo hubiera sido dañado gravemente.

B.4.3. El titular remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la documentación relativa a las válvulas de alivio y de seguridad del presionador que acredite que estos componentes han superado las pruebas de cualificación que lleva a cabo el Electric Power Research Institute (EPRI) en el país de origen del proyecto. De igual modo presentará al citado Consejo la documentación referente a la aplicación de los resultados de las

pruebas a las condiciones reales de funcionamiento de estas válvulas, tal y como están instaladas en la Central.

B.5. En el plazo máximo de dieciocho meses.

B.5.1. El titular llevará a cabo una revisión de los análisis de transitorios, accidentes y de aparición de condiciones de refrigeración degradada del núcleo en las que se postule fallos múltiples, fallos consecuencia de otros fallos y errores del operador. Estos análisis considerarán todos los fenómenos neutrónicos y termohidráulicos significativos, justificando la credibilidad de los sistemas que intervengan para atajar el accidente o mitigar sus consecuencias. Se aplicarán los criterios establecidos por el Organismo regulador del país origen del proyecto.

Los procedimientos de operación de emergencia serán revisados de acuerdo con los resultados de estos análisis, incorporando asimismo los resultados oportunos de los ensayos experimentales que se llevan a cabo en el país origen del proyecto.

B.5.2. Se establecerá un grupo de seguridad independiente de la operación de la instalación cuya misión será la revisión, desde el punto de vista de la seguridad, de los procedimientos y operaciones de la Central, la realización de auditorías y controles así como la aplicación y difusión de la experiencia ganada en la explotación de centrales de proyectos análogos y, en particular, en las centrales de referencia.

APENDICE C

Acciones sometidas a plazo

INDICE

- C.1. Antes de alcanzar la criticidad.
- C.2. En el plazo máximo de tres meses.
- C.3. En el plazo máximo de seis meses.
- C.4. En el plazo máximo de un año.
- C.5. Antes de finalizar la primera recarga de combustible.

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:

C.1. Antes de alcanzar la criticidad.

C.1.1. Remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la siguiente información adicional:

C.1.1.1. Un estudio del sistema de adición al rociado de la contención en cuyo contenido se incluya una propuesta de la concentración de hidróxido sódico, aportando las razones justificativas de la misma para dar cumplimiento a las recomendaciones que figuran en el apartado 6.5.2.II.2.g del «Standard Review Plan» del organismo regulador del país de origen del proyecto, teniendo en cuenta las combinaciones más desfavorables para el pH en los sumideros de la contención al final de la fase de inyección de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y del rociado de la contención considerando, además, un fallo activo del sistema de aditivos.

C.1.1.2. El cálculo de las consecuencias radiológicas del escape que se produciría por la línea de igualación de presiones de la contención, en caso de accidente con pérdida de refrigerante, estando las válvulas de dicha línea abiertas, de acuerdo a lo establecido en el punto B.5.a de la BTP-CSB 6-4 «Containment Purging during Normal Plant Operations» del organismo regulador del país de origen del proyecto.

C.1.1.3. Una propuesta de la especificación de funcionamiento 3.8.1.1., para dar el debido cumplimiento a los requisitos de pruebas periódicas a los que se refiere la guía reguladora 1.108, revisión 1 «Periodic Testing of Diesel Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants» del país de origen del proyecto.

C.1.1.4. Los informes finales de resultados de pruebas funcionales de bombas, válvulas, soportes y amortiguadores, que han sido objeto de la inspección base reoperacional.

C.1.2. Ejecutará las acciones necesarias para:

C.1.2.1. Conseguir un valor del pH de 8,5 en los sumideros de la contención al comienzo de la fase de recirculación, corrigiendo oportunamente la instrucción de operación IOP-2.3 en los aspectos que resulten afectados.

C.1.2.2. Ajustar las válvulas de aislamiento de la línea de igualación de presiones de la contención, para que en la posición de máxima apertura sean equivalentes a una línea de ocho pulgadas de diámetro interior.

C.1.2.3. Impedir el ensuciamiento orgánico y la formación de flora acuática en la balsa de reposición de las torres de refrigeración de salvaguardias tecnológicas y garantizar el mantenimiento de dichas condiciones durante toda la vida de la Central.

C.1.2.4. Incluir en el programa de vigilancia de los generadores diesel (PV 75), las acciones de mantenimiento y pruebas adicionales que garanticen la disponibilidad de las unidades acondicionadoras de aire en las salas de control de los mismos.

C.1.2.5. Incluir como base de referencia los resultados de la inspección multifrecuencial efectuada en los tubos de los generadores de vapor, para verificar la degradación de los mismos a la altura de las placas soporte. Dichos resultados serán incorporados al informe final de la inspección preoperacional.

C.1.2.6. Que estén disponibles en el emplazamiento las placas radiográficas y su documentación asociada, de aquellos componentes y líneas que tengan una base de referencia radiológica para posteriores inspecciones en servicio, así como las de

aquellas en las que existen impedimentos para la realización completa de cualquier otro examen volumétrico.

C.1.3. Efectuará las acciones administrativas necesarias para:

C.1.3.1. Enclavar en posición de abiertas las válvulas manuales no motorizadas designadas por 16054 y 16055 situadas en la línea de descarga de las bombas de aditivos del sistema de rociado de la contención, a fin de evitar el posible fallo por error humano.

C.1.3.2. Cerrar, cuando no se necesiten, las válvulas de aislamiento de las conexiones de prueba y drenajes situadas entre las válvulas de aislamiento de la contención y los tapones roscados en los que finalizan dichas conexiones.

C.2. En el plazo máximo de tres meses.—Remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la información adicional que se detalla:

C.2.1. Un programa de inspección en servicio mejorado específico para las tuberías de vapor principal situadas fuera de la contención, como alternativa al no cumplimiento de los criterios de protección de las válvulas de aislamiento de vapor principal frente a efectos de látigo y de chorro.

C.2.2. Un documento elaborado por el suministro del sistema nuclear de producción de vapor en el que se justifique la capacidad de resistencia a las cargas inducidas sobre las conexiones de las líneas de vapor principal a los generadores de vapor.

C.2.3. Un documento que certifique que está archivada de forma ordenada la totalidad de la documentación correspondiente a la cualificación sísmica de los equipos eléctricos. En el contenido de dicha documentación deberán estar incluidos, además de lo concerniente a la propia cualificación sísmica, las acciones que se hayan derivado de las conclusiones de los informes de la citada cualificación, así como la confirmación de que los anclajes del equipo en la obra no invalidan los resultados de los ensayos de cualificación de los mismos.

C.2.4. Un estudio de la cualificación ambiental de todos los equipos eléctricos relacionados con la seguridad nuclear, siguiendo las recomendaciones del NUREG-0588 «Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety Related Electrical Equipment» del organismo regulador del país de origen del proyecto, en el que estén contenidos los aspectos del citado estudio que se indican a continuación:

a) Descripción de cada componente, haciendo constar las características del propio componente, función que desempeña, sistema al que pertenece, su fabricante, modelo, precisión, especificaciones de compra, servicio y ubicación en la central.

b) Condiciones ambientales haciendo constar los siguientes parámetros de cualificación: Tiempo de actuación, temperatura, presión, humedad, rociado químico, envejecimiento e inmersión.

Asimismo, se incluirá la comparación de los parámetros anteriormente citados con los esperados en el ambiente en el que esté situado el equipo.

c) Referencia de la documentación utilizada para la cualificación.

C.2.5. Un estudio en el que se demuestre que, para condiciones anormales de operación, es baja la probabilidad de ocurrencia secuencial del terremoto base de operación y el cierre rápido de válvulas de disparo de la turbina con superposición de los efectos máximos de ambos.

C.2.6. Un informe sobre el grado de cumplimiento de las revisiones a las guías reguladoras 1.84 «Design and Fabrication Code Case Acceptability - ASME Section III Division 1» y 1.85 «Materials Code Case Acceptability and ASME Section III Division 1», del organismo regulador del país de origen del proyecto, justificando las posibles desviaciones.

C.2.7. Un estudio que justifique la ausencia de tuberías de guarda en las líneas que conectan los sumideros de la contención con la aspiración de las bombas del sistema de rociado de la contención y del sistema de evacuación de calor residual, en los tramos comprendidos entre los citados sumideros y la válvula de aislamiento de cada uno de dichos sistemas, incluyendo dicha válvula.

C.2.8. Un estudio que demuestre que, en caso de quedar abierta por error de operación alguna de las válvulas denominadas 16017 y 16018, situadas en las tuberías de prueba de las bombas de aditivos que conectan la aspiración de dichas bombas con la línea de aspiración de las bombas del sistema de rociado desde el tanque de agua de recarga, el tanque de hidróxido sódico no se vaciará en un tiempo inferior al requerido para eliminar los radioisótopos del yodo liberados a la atmósfera de la contención después de un accidente.

C.2.9. Los cálculos justificativos de que la dosis total al personal de operación en la sala de control, en caso de accidente con pérdida de refrigerante, no superará el valor de cinco rem, considerando la dosis adicional que pudiera producirse en caso de estar abiertas las válvulas VM-8135 y VM-8136 del sistema de ventilación y falle la alimentación eléctrica a una de ellas. Si este requisito no pudiera demostrarse, se instalarán en el plazo de seis meses, persianas de gravedad en los conductos de recirculación del sistema de ventilación de la sala de control.

C.2.10. El programa de pruebas periódicas de fugas de los tramos de las líneas del sistema de toma de muestras y de análisis de hidrógeno situadas en el exterior del recinto de la contención.

C.2.11. Un estudio demostrando que en el caso de encontrarse un generador diesel en pruebas, conectado a una barra de emergencia en paralelo con la alimentación eléctrica exterior, y se produzca la pérdida de esta alimentación exterior, el diesel en pruebas es capaz de asumir la secuencia de las cargas requeridas en tal caso, sin deterioro del mismo. Tal estudio postulará que no está disponible el otro generador diesel. En caso de que a juicio del Consejo de Seguridad Nuclear los resultados de dicho estudio no sean considerados aceptables, se instalarán, en el plazo que dicho Consejo establezca, los dispositivos automáticos necesarios para que se realice la secuencia de cargas requerida sin que sea necesaria la intervención del operador y se impida que el citado generador diesel alimente a la red exterior.

C.2.12. Un cálculo justificativo de que la humedad relativa en la zona del edificio de penetraciones de la que aspiran las unidades de filtrado 81A16A y 81A16B no supera, en ningún caso, el valor del 70 por 100. Si tal requisito no pudiera demostrarse, se instalarán, durante las operaciones de la primera recarga, las baterías calefactoras necesarias para garantizar que la humedad relativa en dicha zona no superará dicho valor.

C.2.13. Una propuesta de las especificaciones de funcionamiento relativas al sistema de acondicionamiento de aire de las zonas de los equipos eléctricos del edificio de control relacionadas con la seguridad nuclear.

C.2.14. Un estudio que demuestre que la compuerta instalada en la toma de aire del sistema de ventilación de las zonas de tratamiento de residuos radiactivos del edificio auxiliar, tiene una resistencia al fuego de al menos una hora y media.

En caso de que dicho requisito no pudiera demostrarse se instalarán en el plazo de seis meses, cortafuegos en dicha toma de aire.

C.2.15. Un informe sobre las acciones a adoptar en el sistema interior de protección contra incendios mediante mangueras en los casos en los que sus bocas de toma se encuentren situadas a distancias superiores a treinta metros entre dos consecutivas.

C.2.16. Un informe de las pruebas de medida de la caída de presión en el núcleo y de las vibraciones en los componentes internos de la vasija del reactor, a que se refiere la guía reguladora 1.68 «Initial Test Programs for Water Cooled Nuclear Power Plants», Rev. 2, agosto 1978, del organismo regulador del país de origen del proyecto, realizadas en centrales prototipo. Este informe deberá incluir los resultados de las citadas pruebas, su análisis y la demostración de su aplicabilidad a la Central objeto de este permiso.

C.3. En el plazo máximo de seis meses.

C.3.1. Tendrá disponible la documentación correspondiente al análisis sísmico de los sistemas de tuberías de categoría sísmica I. Dicha documentación deberá reflejar la concordancia entre las últimas revisiones de las hojas de datos de análisis y cálculos y la disposición en obra de cada uno de los sistemas de tuberías y sus soportes, dejando constancia de su última revisión y fecha. Asimismo, presentará ante el Consejo de Seguridad Nuclear los resultados de los ensayos realizados con los pernos de expansión para la obtención de la capacidad de carga media de los mismos y para comprobar el cumplimiento con lo prescrito en el documento IE-Bulletin número 79-02, «Pipe Support Base Plate Designs Using Concrete Expansion Anchor Bolts», revisión 2, del organismo regulador del país de origen del proyecto.

C.3.2. Instalará una alarma en la sala de control para la vigilancia del nivel de agua en el tanque de agua de recarga, cuyo punto de tarado será el correspondiente al nivel mínimo de este tanque de acuerdo con lo indicado en las especificaciones de funcionamiento.

C.3.3. Instalará los equipos necesarios para disponer de una barrera de agua pulverizada de actuación automática, entre los tanques de agua de recarga y agua de reposición al reactor y los tanques de almacenamiento de fuel-oil de los generadores diesel, en caso de incendio.

C.3.4. Alimentará la red de puntos fijos de iluminación de emergencia con baterías de, al menos, ocho horas de autonomía.

C.3.5. Remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la información adicional que se detalla:

C.3.5.1. La documentación de cualificación ambiental de cables, organizada según lo establecido en el punto 1.4 de la Norma IEEE 393-1974 «Standard for Type Test of Class IE-Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations», justificando que los parámetros utilizados para la misma son conservadores respecto a los parámetros calculados en los análisis de accidentes.

C.3.5.2. La documentación necesaria para demostrar mediante modelos de cálculo e hipótesis específicamente elaboradas con los datos de la Central que, en caso de accidente con pérdida del refrigerante, la ubicación y el número de los puntos de toma de muestras de hidrógeno de la contención y de los recombinadores de hidrógeno es idónea.

C.3.5.3. La documentación necesaria para demostrar mediante cálculos específicamente elaborados con los datos de la

Central que en caso de accidente con pérdida de refrigerante, la actuación de los sistemas de rociado y de refrigeración de aire de la contención y la convección natural, es suficiente para alcanzar una mezcla uniforme del hidrógeno en la atmósfera del recinto de la contención.

C.3.5.4. Un documento en el que se especifiquen las acciones previstas para controlar los equipos necesarios para llevar la Central a parada fría, desde fuera de la sala de control, y mantenerla en esas condiciones.

C.3.5.5. El cálculo de la generación de calor en todos los filtros de carbón activo de la central, en el que se demuestre la imposibilidad de autoignición de los mismos.

Si dicha demostración no pudiera efectuarse, se instalarán en dichos filtros, durante las operaciones de la primera recarga, sistemas fijos de extinción de incendios con agua o interconexiones entre conductos, en aquellos casos en los que se disponga de dos trenes paralelos.

C.3.5.6. Un estudio en el que se demuestre que el recipiente destinado a la recogida de aceite de las bombas del circuito primario, cumple con los requisitos sísmicos establecidos en el apéndice R de la parte 50 del Código de Regulaciones Federales sobre Energía del país de origen del proyecto.

C.3.5.7. La documentación técnica que se indica a continuación:

a) Una relación en la que figuren para cada punto de toma de muestra, la clasificación de seguridad y categoría sísmica del sistema del que se extraen las muestras y las de la línea de toma a él conectada, incluyendo su válvula de aislamiento y el restrictor de flujo.

b) Un documento que demuestre la fiabilidad del aislamiento de las líneas del sistema de toma de muestras con una sola válvula y un restrictor de flujo, incluyendo información sobre centrales que posean un diseño similar con la apreciación favorable del organismo regulador del país de origen del proyecto.

c) Un informe detallado de los cambios del proyecto previstos para incorporar una segunda válvula de aislamiento en las tuberías del sistema de toma de muestras, con indicación expresa de las líneas afectadas por dichos cambios de proyecto.

C.3.5.8. Un documento en el que se analice la aplicación del «IE-Bulletin 79-23 - Potential Failure of Emergency Exciter Transformer» del organismo regulador del país de origen del proyecto, incluyendo propuesta de posibles modificaciones como consecuencia de tal análisis.

C.3.5.9. Un estudio en el que se analice la capacidad de cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal, con caudal, por referencia de otras válvulas del mismo tipo y diseño, así como la posibilidad de realización de una prueba de aislamiento a un nivel de potencia inferior al 100 por 100. Se analizará asimismo si la respuesta dinámica de la Central está de acuerdo con el proyecto para el caso de un cierre automático de todas las válvulas de aislamiento del sistema de vapor principal.

C.3.5.10. Demostrar que la respuesta de la Central en pruebas de eboración y enfriamiento del mismo tipo que las realizadas en las centrales de Sequoyah I, North Anna II, Farley II y Diablo Canyon I, sería similar a las registradas en estas centrales.

C.3.5.11. Analizar la posibilidad y dificultades para realizar la prueba de capacidad de alivio de las válvulas de alivio del presionador, exigida en el punto 5.t. del apéndice A de la guía reguladora 1.68, rev. 2, antes citada.

C.4. En el plazo máximo de un año.

C.4.1. Desarrollará los procedimientos de emergencia para identificar los transitorios previstos sin parada rápida en los que se tendrá en cuenta: Indicación de parada rápida, indicadores de posición de barras, monitores de flujo neutrónico, indicadores de nivel y presión en el presionador, indicadores de las válvulas de alivio y seguridad del presionador y otras alarmas anunciadoras de la sala de control, con énfasis en las alarmas no procesadas a través del sistema de disparo del reactor. Asimismo se incluirán las actuaciones manuales relativas al disparo del reactor, sistema de agua de alimentación auxiliar, iniciación del disparo de turbina y eboración del sistema de refrigerante del reactor mediante el sistema de refrigeración de emergencia a alta presión. El personal de operación deberá ser entrenado con los mencionados procedimientos.

C.4.2. Completará la instalación de las medidas protectoras contra los efectos látego y chorro. Asimismo, presentará ante el Consejo de Seguridad Nuclear un estudio actualizado de los efectos dinámicos asociados con la rotura de tuberías de alta energía, indicando los casos en los que no se han seguido los criterios de protección contenidos en el «Standard Review Plan» del organismo regulador del país de origen del proyecto y los programas de inspección en servicio mejorados que correspondan en cada caso.

C.4.3. Remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la información adicional que se detalla:

C.4.3.1. Un estudio de proyectiles originados en los sistemas de alta energía, tanto en el interior como en el exterior del edificio de la contención, en el que estén definidos: Todos los proyectiles postulados y parámetros característicos de los mismos; componentes y sistemas a proteger; barreras necesarias con indicación de sus características; espesor y profundidad de la penetración y ecuaciones utilizadas para su cálculo.

C.4.3.2. Los resultados del análisis del accidente de rotura de una línea de vapor principal, dentro de la contención, siguiendo las prescripciones impuestas en el documento NUREG-0588 «Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety Related Electrical Equipment» del organismo regulador del país de origen del proyecto. Asimismo se demostrará que, en tal caso, los equipos relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica soportarán de manera satisfactoria sus consecuencias.

C.4.3.3. Un estudio de todas las penetraciones eléctricas del edificio de contención, en el que se identifiquen las protecciones necesarias para dar cumplimiento a las recomendaciones de la guía reguladora 1.63 «Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Light Water Cooled Nuclear Power Plants» del organismo regulador del país de origen del proyecto. Asimismo, presentará una propuesta de programa para instalar las protecciones eléctricas que se deduzcan de dicho estudio.

C.4.3.4. Un documento en el que se analice la aplicación de los IE-Bulletin 79-27 «Loss of Non Class IE Instrumentation and Control Power System Bus During Operation» e IE-Bulletin 81-02 «Failure of Gate Type Valves to Close Against Differential Pressure» del organismo regulador del país de origen del proyecto, incluyendo una propuesta de las posibles modificaciones del proyecto y de los procedimientos de operación derivados de tal análisis.

C.4.3.5. Un estudio comparativo de los criterios utilizados en el proyecto del sistema de extracción del calor residual con los requeridos en la BTP-RSB 5.1 «Design Requirements of the Residual Heat Removal System», Rev. 1, del organismo regulador del país de origen del proyecto.

C.5. Antes de efectuar la primera recarga de combustible.

C.5.1. Instalará un segundo disco de ruptura en el tanque de hidróxido sódico del sistema de adición al rociado de la contención, a fin de dar cumplimiento al criterio de fallo único y de asegurar que las bombas de adición al rociado tengan la suficiente altura neta de succión positiva.

C.5.2. Instalará dos nuevos canales para la detección de la pérdida de la alimentación eléctrica exterior en cada una de las barras de emergencia de 6,9 Kv., y efectuará la propuesta correspondiente de la especificación de funcionamiento asociada.

C.5.3. Ejecutará las acciones necesarias para impedir la existencia de riesgos que puedan afectar simultáneamente a las dos fuentes de alimentación eléctrica, desde el parque de 110 Kv. a las barras de emergencia.

C.5.4. Efectuará las pruebas de recualificación de las bombas de refrigeración del circuito primario, para determinar el tiempo que puedan mantener su plena capacidad de servicio sin refrigeración.

C.5.5. Realizará una prueba con resultados satisfactorios, demostrando que en el edificio de penetraciones, los ventiladores son capaces de alcanzar y mantener una presión negativa de 25 centésimas de pulgada de columna de agua. Esta prueba, se realizará con uno de los ventiladores en funcionamiento, con el equipo de máxima carga térmica en operación y con la unidad enfriadora de emergencia, que entrará en funcionamiento de acuerdo con la secuencia del accidente y en las condiciones ambientales iniciales más desfavorables.

C.5.6. Instalará las fuentes eléctricas y circuitos necesarios para que el control de los interruptores primario y secundario de las penetraciones de media tensión cumpla con el criterio de fallo único.

20050

RESOLUCION de 1 de junio de 1982, de la Dirección Provincial de Salamanca, por la que se hace público el otorgamiento de los permisos de investigación minera que se citan.

La Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Salamanca hace saber que han sido otorgados los siguientes permisos de investigación, con expresión de número, nombre, mineral, cuadrículas y términos municipales:

- 5.698. «Maria del Pilar». Recursos de la Sección C). 158. Galinduste, Pelayos, Montejo de Salvatierra, Pedrosillo de los Aires, La Maya, Fresno Alhándiga, Beleña y Monterrubio de la Sierra.
- 5.841. «San Juan». Recursos de la Sección C). 42. Mata de Ledesma, Villarmayor y Doñinos de Ledesma.
- 5.842. «Los Tres Nietos» 1.ª fracción. Recursos de la Sección C). 85. Martinamor, Buenavista, Monterrubio de la Sierra, Beleña y Sieteiglesias de Tormes.
- 5.842-bis. «Los Tres Nietos» 2.ª fracción. Recursos de la Sección C). 3. Martinamor.
- 5.848. «Maria del Carmen II». Volframio - estaño. 4. Saucele e Hinojosa de Duero.

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

Salamanca, 1 de junio de 1982.—El Director provincial, Juan Luis Carrascal Rodríguez.